

Vysoká škola Báňská - Technická univerzita Ostrava
Fakulta strojní
Katedra energetiky

Termojaderná energetika
The Thermonuclear Power Engineering

Student:
Vedoucí bakalářské práce:

Radek Pavelek
prof. Ing. Pavel Kolat, DrSc.

Ostrava 2009

Zadání bakalářské práce

Student:

Radek Pavelek

Studijní program:

B2341 Strojírenství

Studijní obor:

3907R004 Provoz a řízení v energetice

Téma:

**Termojaderná energetika.
The Thermonuclear Power Engineering**

Zásady pro vypracování:

1. Zpracujte a předložte formou rešerše literatury souhrn informací o koncepci reaktorů a celku termonukleární elektrárny .
2. Navrhněte ideové řešení tepelného okruhu a popište základní konstrukční části.

Grafická část bude obsahovat:

1. Schémata termonukleárních reaktorů a tepelných okruhů termonukleární elektrárny.
2. Grafické výstupy experimentů a testů .

Seznam doporučené odborné literatury:

RÉDR,M,PŘÍHODA,M. *Základy tepelné techniky*.Praha.SNTL, 1991,ISBN 80-03-00366-0
SADIK, KAKAC. *Boilers, evaporators, condensers*. John Wiley. USA.New York 1991,CIP 90-22486 v knihovně VŠB.
HEJZLAR,R. *Stroje a zařízení jaderných elektráren*. ČVUT v Praze. 2005. 211 stran. ISBN 80-01-03189-6.
Simulační program jaderné elektrárny Temelín-primární okruh. ČEZ Praha, 2002.
BEČVÁŘ,J. a kol.: *Jaderné elektrárny*. SNTL Praha, 1989. Celostátní vysokoškolská učebnice.
DUBŠEK,F. *Jaderná energetika*. PC-DIR Brno, 1994, ISBN 80-214-0833-2.

Formální náležitosti a rozsah bakalářské práce stanoví pokyny pro vypracování zveřejněné na webových stránkách fakulty.


Vedoucí bakalářské práce: **prof. Ing. Pavel Kolat, DrSc.**

Datum zadání: 29.09.2008

Datum odevzdání: 22.05.2009




prof. Ing. Pavel Kolat, DrSc.
vedoucí katedry


prof. Ing. Radim Farana, CSc.
děkan fakulty

Prohlášení studenta

Prohlašuji, že jsem celou diplomovou (bakalářskou) práci včetně příloh vypracoval samostatně pod vedením vedoucího diplomové (bakalářské) práce a uvedl jsem všechny použité podklady a literaturu.

V Ostravě : 22.5.2009

.....

podpis studenta

Prohlašuji, že

- byl jsem seznámen s tím, že na moji bakalářskou práci se plně vztahuje zákon č. 121/2000 Sb. – autorský zákon, zejména §35 – užití díla v rámci občanských a náboženských obřadů, v rámci školních představení a užití díla školního a §60 – školní dílo.
- beru na vědomí, že Vysoká škola báňská – Technická univerzita Ostrava (dále jen VŠB-TUO) má právo nevýdělečně ke své vnitřní potřebě bakalářskou práci užít (§35 odst. 3).
- souhlasím s tím, že jeden výtisk bakalářské práce bude uložen v Ústřední knihovně VŠB-TUO k prezenčnímu nahlédnutí a jeden výtisk bude uložen u vedoucího bakalářské práce. Souhlasím s tím, že údaje o bakalářské práci budou zveřejněny v informačním systému VŠB-TUO.
- bylo sjednáno, že s VŠB-TUO, v případě zájmu z její strany, uzavřu licenční smlouvu s oprávněním užít dílo v rozsahu §12 odst. 4 autorského zákona.
- bylo sjednáno, že užít své dílo - bakalářskou práci nebo poskytnout licenci k jejímu využití mohu jen se souhlasem VŠB-TUO, která je oprávněna v takovém případě ode mne požadovat přiměřený příspěvek na úhradu nákladů, které byly VŠB-TUO na vytvoření díla vynaloženy (až do jejich skutečné výše).
- beru na vědomí, že odevzdáním své práce souhlasím se zveřejněním své práce podle zákona č. 111/1998 Sb., o vysokých školách a o změně a doplnění dalších zákonů (zákon o vysokých školách), ve znění pozdějších předpisů, bez ohledu na výsledek její obhajoby.

V Ostravě :

.....

Plné jméno diplomanta

Adresa trvalého pobytu diplomanta

Radek Pavelek

Uhlířov 24

747 84 Štáblovice

ANOTACE BAKALÁŘSKÉ PRÁCE

Pavelek, R. Termojaderná energetika. Ostrava: katedra energetiky, Fakulta strojní VŠB-Technická univerzita Ostrava, 2009, 57 s. Bakalářská práce, vedoucí Kolat, P.

Bakalářská práce se zabývá souhrnem informací o koncepci reaktorů a celku termonukleární elektrárny. V úvodu jsou srovnány fúzní a štěpné reakce. Dále jsou nastíněny metody inerciálního a magnetického udržení. Následné vyhodnocení aktuálního vývoje těchto udržení a popis způsobu ohřevu paliva v jednotlivých zařízeních. Informace o připravovaném projektu Iter, Demo a termonukleárních elektrárnách. Seznámení s použitými technologiemi, jejich úskalími, případně řešení jednotlivých technologií.

Následují informace o použití paliva pro fúzní elektrárny a výsledky testů a experimentů. Na základě těchto informací hodnotím vývoj v termojaderné energetice. Dále přicházím s návrhem ideového řešení tepelného okruhu termonukleární elektrárny a popísem jednotlivých částí oběhu a jeho funkcí.

Dalším krokem je grafické a početní řešení změny teploty v reaktoru, které se budou s postupem vývoje měnit v závislosti na termické účinnosti celého oběhu. A v neposlední řadě početní porovnání mnou navržených výměníků pro tepelný okruh s pracovním médiem heliem a vodou.

ANNOTATION DER ABSCHLUSSARBEIT

Pavelek, R. Die Thernonuklearen Energetik. Ostrava: Lehrstuhl für Energetik, Fakultät für Maschinenbau VŠB - Technische Universität Ostrava, 2009, 57 Seiten. Bakkalaureatsarbeit, Leiter: Kolat, P.

Diese Abschlussarbeit beschäftigt sich mit der Zusammenfassung der Informationen über die Konzeption der Reaktoren und über die Gesamtheit des thernonuklearen Kraftwerkes. In der Einleitung werden Fusion- und Spaltungsreaktionen verglichen. Es werden auch die Methoden der inertialen und magnetischen Haltung, die Auswertung der aktuellen Entwicklung dieser Haltungen, die Beschreibung der Erwärmung der Brennstoffe in einzelnen Einrichtungen erwähnt. Es werden hier Informationen über das vorbereitende Projekt ILTER, DEMO und thernonukleare Kraftwerke gegeben. Weiter wird man hier mit benutzten Technologien, ihren Problemen, bzw. Lösungen der einzelnen Technologien vertraut gemacht.

Weiter folgen Informationen über die Benutzung von Brennstoffen für Fusionenkraftwerke und Ergebnisse der Teste und Experimente. Auf der Grundlage dieser Informationen wird die Entwicklung in der thernonuklearen Energetik bewertet. Es wird hier die Lösung des Thermokreises des thernonuklearen Kraftwerkes vorgeschlagen. Es werden in der Arbeit die einzelnen Teile des Umlaufes und seine Funktionen beschrieben.

Der weitere Schritt ist die graphische und rechnerische Lösung der Änderungen der Temperatur im Reaktor, die sich im Laufe der Entwicklung und in Abhängigkeit vom thermischen Wirkungsgrad des Ganze Umlaufes ändern werden. Zuletzt werden in der Arbeit die von mir vorgeschlagenen Austauschher für den Thermoumlauf mit den Medien Helium und Wasser verglichen.

Obsah:

1. Úvod	11
2. Princip termojaderné syntézy a plazma [2,3,5,6]	12
2.1 Nestability plazmatu [3]	14
2.2 Princip jaderné fúze [2,3,5]	14
3. Magnetické a inerciální udržení [2, 8]	15
3.1 Podmínky udržení fúze - Lawsonovo kritérium [1,2]	15
4. Inerciální udržení [2,6,9]	16
5. Udržení plazmatu magnetickým polem [1,9]	19
5.1 Toroidální uspořádání [1,2]	19
5.2 Stellarátor [1,2,9]	19
5.3 pinče [2,9]	20
5.4 Pohyb částic v tokamaku [1,2,4,6,10]	21
6. Ohřívání plazmatu [1,2,3]	23
6.1 Tokamaky v provozu [2]	26
7. Aktuální zhodnocení situace [2,6]	26
7.1 Porovnání fúzního paliva [2,6]	27
8. ITER [1,2,3]	28
8.1 Termojaderná technologie [1,2]	30
8.2 Limiter a divertor [2,7]	32
9. První stěna [1,2]	33
9.1 Technické parametry stěny a chladicího systému [4]	33
9.2 CHLAZENÍ TRITIOVÝCH MNOŽIVÝCH MODULŮ [4]	34
10. Palivo ITERu [1,2,4,7]	36
11. PROJEKT DEMO [1,4,7,9]	38
12. KOMERČNÍ ELEKTRÁRNA JADERNÉ FÚZE – rok 2050 [2,4]	39
13. Sekundární okruh termojaderné elektrárny [20, 21, 22]	41
13.1 Základní informace	41
13.2 Oběhové dmychadla	41
13.3 Odlučovák a přehříváč páry pro turbínu	42
13.4 Příslušenství kondenzátoru	43
13.5 Kondenzátor	44
13.6 Chladicí věže	44
13.7 Regenerační ohřev napájecí vody	45

13.8	Napájecí nádrž.....	45
13.9	Napájecí čerpadla.....	46
13.10	Turbína	46
14.	Výpočet termické účinnosti v závislosti na změně teploty v primárním okruhu v rozmezí 500-650 °C.....	47
15.	Závěr.....	51
16.	Literatura:	53
17.	Seznam příloh.....	57

Seznam použitých symbolů a zkratek:

Značka	Jednotka	Popis
Pr	[1]	Prandtlovo číslo
Re	[1]	Reynoldsovo kritérium
L	[m]	charakteristický rozměr
Nu	[1]	Nusseltovo kritérium
Gr	[1]	Grashofovo kritérium
a	[m ² /s]	teplotní vodivost
a _s	[m]	rozteč trubek
\dot{Q}	[W]	tepelný výkon
\dot{Q}_1	[W]	tepelný výkon jedné sekce výměníku
\dot{Q}_{sek}	[W]	tepelný výkon pěti sekcí výměníku
\dot{Q}_{vym}	[W]	celkový tepelný výkon výměníku
S	[m ²]	průtočná plocha
S _a	[m ²]	průtočná plocha výměníku
S _s	[m ²]	průtočná plocha sekce
t _{st}	[°C]	střední teplota
t ₁	[°C]	teplota na vstupu
t ₂	[°C]	teplota na výstupu
t _{vax}	[°C]	teplota chladicí vody
w	[m.s ⁻¹]	rychlost proudění
w _s	[m.s ⁻¹]	rychlost proudění jedné sekce
D	[m]	vnější průměr trubky
d	[m]	vnitřní průměr trubky
c	[1]	konstanta vyplývající z velikosti Re
n	[1]	konstanta vyplývající z velikosti Re
\dot{m}	[kg.s ⁻¹]	hmotnostní tok
\dot{m}_p	[kg.s ⁻¹]	hmotnostní tok za výměníkem
\dot{m}_{pk}	[kg.s ⁻¹]	hmotnostní tok před kondenzátorem
\dot{m}_{nv1}	[kg.s ⁻¹]	hmotnostní tok za kondenzátorem
\dot{m}_{nv}	[kg.s ⁻¹]	hmotnostní tok před výměníkem
c _v	[J.kg ⁻¹ .K ⁻¹]	měrná tepelná kapacita za stálého objemu
c _p	[J.kg ⁻¹ .K ⁻¹]	měrná tepelná kapacita za stálého tlaku
Δt	[°C]	rozdíl teplot
Δt _{stř}	[°C]	střední logaritmický teplotní rozdíl
k	[W.m ⁻¹ .K ⁻¹]	součinitel prostupu tepla
l	[m]	délka trubek
i	[1]	počet trubek
i _p	[kJ/kg]	entalpie páry
i _{nv}	[kJ/kg]	entalpie napájecí vody
L	[m]	celková délka trubek
g	[m.s ⁻²]	tíhové zrychlení
λ	[W.m ⁻¹ .K ⁻¹]	součinitel teplotní vodivosti
λ _o	[W.m ⁻¹ .K ⁻¹]	součinitel teplotní vodivosti oceli
ν _x	[m ² .s ⁻¹]	kinematická viskozita
η _x	[Pa/s]	dynamická viskozita
α	[W.m ⁻² .K ⁻¹]	součinitel přestupu tepla
ε _s	[1]	technická konstanta
ε _i	[1]	technická konstanta

Značka	Jednotka	Popis
ρ	[kg.m ⁻³]	hustota
P	[W]	výkon
P ₁	[Pa]	tlak na vstupu
P ₂	[Pa]	tlak na výstupu
E	[J]	energie
E	[eV]	energie (s vedlejší jednotkou)
I	[A]	elektrický proud
U	[V]	napětí
V	[m ³]	objem
B	[T]	magnetická indukce
t	[s]	čas
f	[Hz]	frekvence
R	[Ω]	odpor
r	[m]	poloměr
Tt	[K]	teplota v Kelvinově stupnici
V̇	[m ³ .s ⁻¹]	objemový průtok
V _s ̇	[m ³ .s ⁻¹]	objemový průtok pro střední teplotu
m	[kg]	hmotnost
m	[t _u]	hmotnost
Pe	[GWt]	elektrický výkon
Pp	[Pa]	tlak
c _c	[m.s ⁻¹]	rychlost zvuku
A	[J]	práce
	[ppm]	je výrazem pro jednu miliontinu (celku)
	[%]	procenta (část celku)
	[e ⁻]	elektron
	[p]	proton
	[n]	neutron
D		deuterium
T		tritium
He		helium
H		vodík
Li		lithium
Si		křemík
O		kyslík
Ti		titan
Pb		olovo
Nb		niob
NTX		nízkotlaké těleso
Sn		cín
H ₂ O		voda
CO ₂		oxid uhličitý
Li ₂ TiO ₃		titaničitan litia
Li ₂ TiO ₃		silikát litia

NRL National Research Laboratory, USA

Tokamak TOroidálnaja KAmera i MAgnitnyje Katuški, nebo též TOK, KAmera i MAgnitnyje Katuški a nebo TOroidalnaja KAmera MAgnitnaja

TEXTOR Tokamak Experiment for Technology Oriented Research: tokamak pro technologický výzkum, Německo

Stellarator Stellar generator: hvězdný zdroj - experimentální zařízení pro fúzi

NIF National Ignition Facility: národní zařízení (laserový systém) se zapálením (fúze), LLNL, USA

MAST Mega-Amp Spherical Tokamak: sférický tokamak, Anglie

LHD Large Helical Device: Velké helikální zařízení (stelarátor, Japonsko)

JT-60U Japan Tokamak

JET Joint European Torus: Spojený evropský torus (největší světový tokamak)

ITER původně International Thermonuclear Experimental Reactor: Mezinárodní termonukleární experimentální reaktor a nyní

EURATOM jedna ze tří evropských komunit splynuvší s Evropskou unií – odpovědná, kromě jiného, za výzkum fúze v Evropě

EFDA European Fusion Development Agreement: Evropská dohoda o rozvoji fúze

EDA Engineering Design Activities: etapa projektu ITER

DEMO demonstrační termojaderný reaktor

CASTOR Czech Academy of Sciences Torus: tokamak v ÚFP AV ČR

AV ČR Akademie věd České republiky

IFMIF International Fusion Material Irradiation Facility: testovací zařízení pro ozařování materiálů neutrony

D-T reakce syntéza deuteria a tritia

D-D reakce syntéza deuteria a deuteria

Tokamak TOroidálnaja KAmera i MAgnitnyje Katuški, nebo též TOK, KAmera i MAgnitnyje Katuški a nebo TOroidálnaja KAmera MAGnitnaja

TEXTOR Tokamak Experiment for Technology Oriented Research: tokamak pro technologický výzkum, Německo

IFMIF International Fusion Material Irradiation Facility: testovací zařízení pro ozařování materiálů neutrony

1. Úvod

Téma „Termojaderná energetika“ jsem si vybral proto, že je to jedna z možných cest, kudy se bude energetika vyvíjet v dalších několika desítek let. Termojaderná fúze se stane jedním z mocných nástrojů k tomu, jak se vyrovnat s rostoucí spotřebou elektrické energie. Termojaderná energetika se vyvíjí již delší dobu ve formě výzkumů, které se postupně vyhodnocují a realizují v praxi.

Protože využití v komerční sféře je pro úspěch či neúspěch v dané technologii klíčové, je spolupráce pěti největších a nejmocnějších zemí na světě pro zdárný konec jako stvořená. Rusko, USA, EU, China, Indie, Japonsko a Korea se podílí na výstavbě největšího tokamaku na světě ITERu, což přispívá k prudkému rozvoji vědy a techniky v dané problematice. A přibližuje reálné použití fúze jako zdroje elektrické energie. Proto pokládám za vhodné se s touto cestou seznámit blíže.

Ve své bakalářské práci se snažím srozumitelným způsobem vysvětlit danou problematiku a poukázat na silné i slabé stránky, které termojadernou fúzi provázejí.

Cílem mé práce je obeznámit čtenáře s: principem jaderné fúze, porovnání fúze a štěpení, seznámení s plazmou a principem termojaderné syntézy, magnetickým a inerciálním udržením, udržením plazmatu magnetickým polem, ohříváním plazmatu a popsání částí tokamaku. Chci informovat o mezinárodním projektu ITER, o technických parametrech první stěny a chladícím systému, chlazením tritiových množivých modulů a palivem pro termojaderné elektrárny. Zároveň chci přiblížit projekt DEMO, který je předzvěstí komerční elektrárny jaderné fúze pro rok 2050.

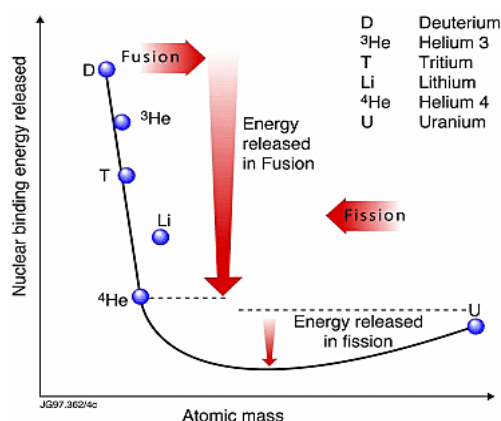
Grafická část obsahuje schémata termonukleárních reaktorů a tepelných okruhů termonukleární elektrárny s grafickými výstupy experimentů a testů prováděných na tokamacích.

Ve druhé fázi své práce navrhuji ideové schéma primárního a sekundárního okruhu termojaderné elektrárny s možnými parametry v jednotlivých částech tohoto tepelného okruhu a s popisem konstrukčních částí a jejich funkcemi. Dalším krokem je grafické a početní řešení změny teploty chladiva, která se bude s postupem vývoje měnit v závislosti na termické účinnosti celého oběhu.

Předpokládá se, že dojde k početnímu porovnání výměníků, které by mohli být teoreticky použity pro tepelný okruh mezi primární a sekundární větví.

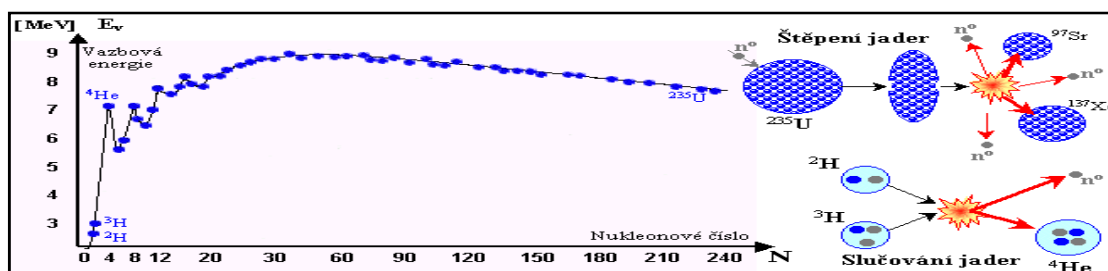
2. Princip termojaderné syntézy a plazma [2,3,5,6]

Jak při fúzi, tak při štěpné reakci, nukleony „padají“ z úbočí křivky vyjadřující závislost průměrné hmotnosti nukleonu na hmotovém čísle (to je na celkovém počtu nukleonů - protonů a neutronů - v jádře), do míst s menší průměrnou klidovou hmotností. Podle Einsteinova slavného vztahu $E = \Delta m \cdot c^2$ je úbytek hmoty Δm ekvivalentní energii E , v tomto případě energii záření a pohybu produktů reakce (c je rychlost světla ve vakuu). Záření a kinetická energie je právě onou uvolněnou jadernou energií. Z obrázku je zřejmé, že slučování lehkých jader je mnohem účinnější než štěpení jader těžkých (Obr. 2.1) a (Obr. 2.2). Nukleon, proton či neutron, je částice tvořící jádro atomu.



Obrázek 2.1 Závislost průměrné klidové hmotnosti nukleonu v jádře na počtu nukleonu v jádře [3]

Celková energie získaná z jedné reakce je pro štěpení vyšší. Celková hmotnost produktů reagujících (jádra deuteria a tritia) je větší než celková hmotnost výsledných produktů (jádro helia, neutron). Rozdíl hmotnosti je skryt v pohybové energii výstupu.



Obrázek 2.2 energii lze získávat z jaderných přeměn a to ze štěpení těžkých jader či slučování lehkých [19]

Aby došlo k syntéze jader a aby začala působit přitažlivá jaderná síla, je třeba se přiblížit na vzdálenost 10^{-14} m a před tím překonat elektrostatickou odpudivou sílu souhlasně nabitých jader. To je možné tak, že jádra srážíme dostatečnou rychlostí, kterou jim udělíme buď urychlovačem, či zahřátím na takzvanou zápalnou teplotu. Pro průmyslový způsob uvolňování jaderné energie slučování má význam druhý způsob. Snažit se využívat energii uvolněnou pomocí urychlovače nemá smysl, neboť vstupní

energie nebude nikdy menší než energie výstupní. Většina energie urychleného svazku se totiž vždy spotřebuje na zahřívání terčů v důsledku Coulombových (tj. elektrických) srážek, které jsou mnohem pravděpodobnější než srážky jaderné.

Jaderných reakcí, při nichž se jádra slučují, existuje celá řada. Ovšem pouze jedna má zápalnou teplotu nejnižší. Tou je reakce izotopů vodíku - deuteria a tritia, krátce D-T reakce (1).



Hmota zahřátá dokonce i na tuto nejnižší zápalnou teplotu, tedy na zápalnou teplotu D - T reakce, se nachází ve stavu, kdy jsou všechny atomy ionizující (Obr. 2.3), (Obr. 2.4), (Obr. 2.5).



Obrázek 2.3 Plazma je čtvrtým skupenstvím hmoty [2]



Obrázek 2.5 Plazma - ionizovaný plyn [2]



Obrázek 2.4 Na zemi je plazma vzácné jedním z případů je blesk [2]

V plazmatu dochází, stejně jako například u plynů ke srážkám částic, které se ovšem svým charakterem podstatně liší. V plynu se pohybují neutrální částice a při jejich srážce dojde k prudké změně směru pohybu, zatímco v plazmatu jsou změny směru obvykle způsobené silou elektrického pole a jsou méně náhlé.

Elektrická vodivost závisí především na teplotě a minimálně na koncentraci plazmatu a je dána charakterem srážek. Při nízkých koncentracích brání průchodu proudu malý počet nosičů náboje, při vysokých velký počet srážek. Vodivost plazmatu se zvyšuje spolu s teplotou, jelikož se částice srážkami vzájemně tolik neovlivňují.

Fúze je proces, který „živí“ slunce a další hvězdy. Obrovský gravitační tlak dovoluje dosáhnout ve středu Slunce teploty kolem 10 miliónů stupňů Celsia. Lehká jádra se pak slučují - „fúzí“ - dohromady a uvolňují při tom energii. Při této teplotě se plyn stává „plazmatem“, kde elektrony jsou zcela odděleny od atomových jader (iontů).

Ačkoli plazma se na Zemi vyskytuje zřídka, více než 99 % známého vesmíru je tvořeno právě plazmatem (včetně naší Země). Při mnohem nižších tlacích (10 miliardkrát menších než ve Slunci), které umíme vytvořit na Zemi, jsou pro uvolnění fúzní energie v míře, která nás zajímá, zapotřebí teploty nad 100 miliónů stupňů Celsia. K dosažení vysokých teplot je nezbytný výkonný ohřev a minimalizace tepelných ztrát. Jako každé tepelné ztráty i tepelné ztráty horkého plazmatu lze snížit izolací, v tomto případě izolací plazmatu od stěn nádoby.

2.1 Nestability plazmatu [3]

Důležitým technickým problémem, se kterým se musí vědci při práci s plazmatem vypořádat, je jeho nestabilita. O nestabilitě mluvíme v případě, že náhodný jev vede k úplné změně charakteristiky plazmatu.

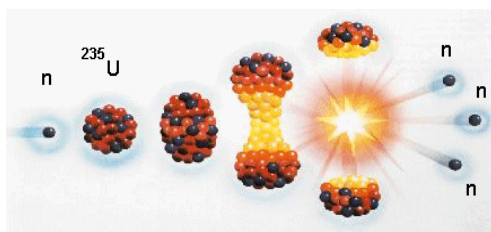
- Korálová nestabilita: Pokud dojde k náhodnému zaškrcení vlákna plazmatu, kterým protéká proud, bude se toto zaškrcení vlivem magnetického pole zvětšovat, až se vlákno rozpadne na jednotlivé „korálky“.
- Kink nestabilita: Pokud dojde k náhodnému ohybu vlákna, vzniklé magnetické pole bude prohnutí zvětšovat

2.2 Princip jaderné fúze [2,3,5]

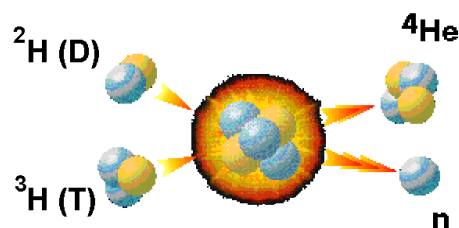
Vazebná energie jádra je asi 10 000 krát větší než vazebná energie elektronů v atomovém obalu. Množství získané energie jsou výraznější při reakcích fúzních než při reakcích štěpných.

Štěpení: uvolnění energie $\sim 1 - 2$ MeV na nukleon vznik produktů, které jsou dlouhodobě vysoce radioaktivní (Obr. 2.6).

Fúze: uvolnění energie $\sim 4 - 6$ MeV na nukleon vznik 1 - 3 neradioaktivních částic (Obr. 2.7).



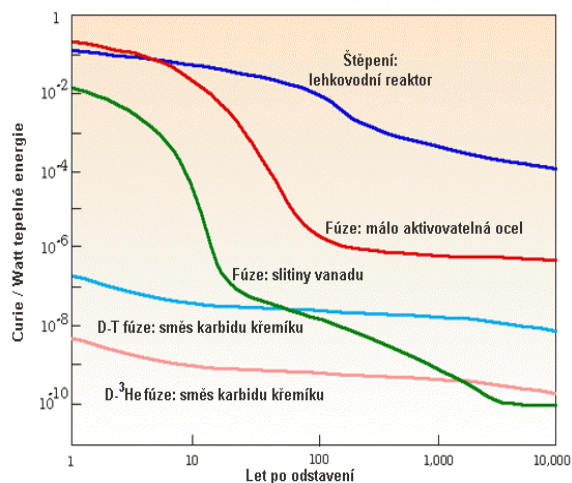
Obrázek 2.6 Štěpení atomu [6]



Obrázek 2.7 Slučování lehkých jader[6]

Radioaktivní tritium (poločas rozpadu 12,3 roku) by se však vyrábělo z lithia přímo ve fúzním reaktoru a tam by se slučovalo na stabilní vzácný plyn helium. Jinými slovy, termojaderný reaktor by během doby provozu nevyžadoval žádný transport radioaktivního paliva ať už dovnitř, nebo ven z elektrárny. Fúzní reaktor, na rozdíl od reaktoru štěpného, bude takzvaně vnitřně, to je principiálně bezpečný. Zatímco ve štěpném reaktoru jsou přítomny desítky tun štěpného materiálu, hmotnost fúzního paliva přítomná v daný moment v reaktoru se počítá na gramy a postačí pro jaderné hoření jen na několik desítek sekund! Při jakékoli poruše se palivo rychle ochladí a slučovací reakce skončí. Výbuch reaktoru je tedy zásadně vyloučen.

Jistě, konstrukční materiály reaktorové komory budou aktivovány energetickými částicemi. Aktivaci materiálů však lze jejich vhodnou volbou snížit na minimum tak, aby je nebylo nutné uchovávat v trvalých úložištích radioaktivních materiálů. Již dnes se uvažuje o uložení sekundárně radioaktivních konstrukčních materiálů pouze na desítky let (oproti statisícům let při ukládání vyhořelého paliva štěpných jaderných elektráren). (Obr. 2.8)



Obrázek 2.8 Srovnávání radioaktivního inventáře štěpného a fúzního reaktoru po jeho odstavení [6]

Produktem fúzních reakcí je jádro helia, které není radioaktivní. Helium je poměrně vzácný technický plyn, nepodílí se na skleníkovém efektu a do vyšších vrstev atmosféry Země je spolu s vodíkem přinášeno tzv. slunečním větrem, který je mimo jiné odpovědný za polární záři. Helium rovněž vyvěrá z hlubin Země jako produkt alfa-rozpadu přírodních izotopů.

3. Magnetické a inerciální udržení [2, 8]

Podmínkou, aby termojaderná reakce vyprodukovala více energie, než je ji třeba k vytvoření plazmatu a jeho ohřevu, náhradě ztrát zářením a únikem částic z plazmatu, jsou určité požadavky na hustotu plazmatu n a teplotu plazmatu t , respektive na dobu udržení jeho energie τ_E . Za předpokladu, že zdrojová termojaderná energie a ztrátová energie záření a unikajících částic jsou vráceny do tepelného cyklu s účinností nepřevyšující 33 %, odvodil v roce 1955 J. D. Lawson kritérium, které se podle autora nazývá Lawsonovo. J. D. Lawson publikoval v roce 1955 (tajný dokument) a v roce 1957 (časopis) základní kritérium pro energeticky ziskový termojaderný reaktor.

3.1 Podmínky udržení fúze - Lawsonovo kritérium [1,2]

Pro energetické využití fúze musí být dosaženo přinejmenším rovnováhy mezi výkonem uvolňovaným fúzí a výkonem sloužícím k ohřevu paliva ($Q=1$) a musí být přitom splněny následující dvě podmínky:

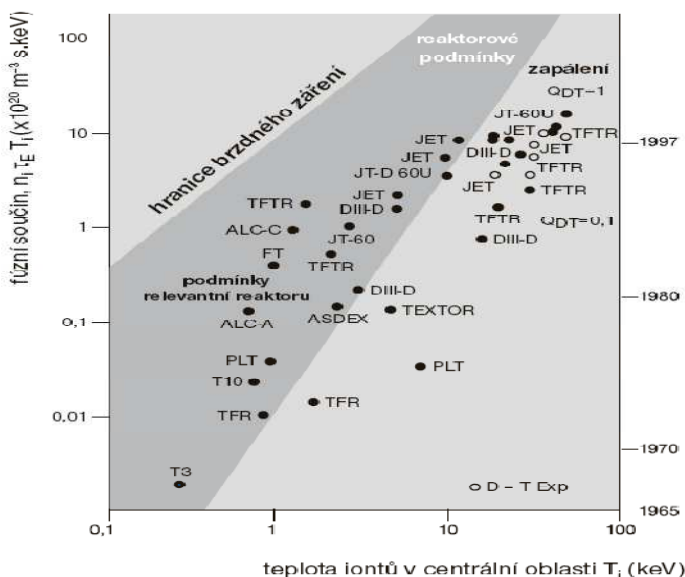
- dosažena $t \sim 100 - 200$ milionů stupňů
- tzv. Lawsonovo kritérium $n \cdot \tau_E > 10^{20} \text{ [s} \cdot \text{m}^{-3}]$ (pro slučovací reakci D - T)
 - n je počet částic v 1 m^3 paliva
 - τ_E je doba udržení energie plazmatu

Lawsonovo kritérium vede ke dvěma hlavním metodám dosažení fúze:

- s magnetickým udržením: nízká hustota plazmatu n , velké udržení energie τ_E
- s inerciálním udržením: vysoká hustota plazmatu n , malé udržení energie τ_E

Kritérium plyne z požadavku, aby plazma produkovalo více energie, než se do něj zvenčí dodává. Z kinematiky plyne, že α částice nesou asi 20% z energie reakce a n

nesou zbývající část, energii plazmatu dodávají pouze α částice, n utíkají. Energie urychlovačů částic $n\tau_F$ je měřítkem pokroku výzkumu fúze (Obr. 3.1).



Obrázek 3.1 Fúzní součín vs. teplota iontů [2]

4. Inerciální udržení [2,6,9]

První přístup k získání podmínek nezbytných pro fúzi využívá setrvačnosti částic, nebo-li jejich inerce. Plazma, ve kterém má nastat termojaderná reakce, není drženo žádným vnějším silovým polem. Reakce proto musí proběhnout dříve, než se plazma vlivem vlastního tlaku rozletí do prostoru. To, že doba mezi ohřevem následovaným reakcí a rozpadem není nulová, je dáno obecnou vlastností hmoty - setrvačností. Z Lawsonova kritéria plyne, že hustota paliva (deuteria a tritia) při inerciální fúzi musí být asi 200 g.cm^{-3} . Asi na hustotu tisíckrát větší, než je hustota paliva v pevné fázi. K dosažení vysoké hustoty paliva se při inerciální fúzi používají slupkové Trinitrotoluen - běžná (vojenská) trhavina.

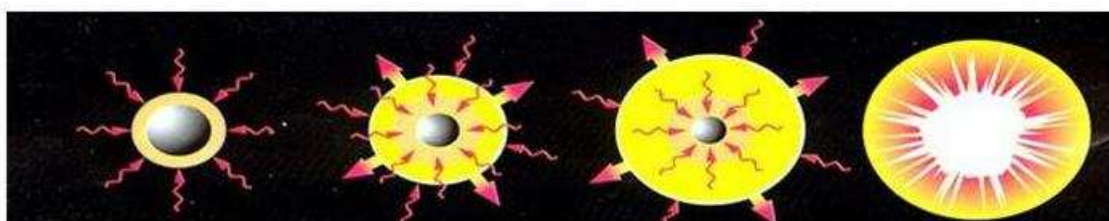
Technicky je to provedeno tak, že se mnohokrát za sekundu vystřelí vysokoenergetické částice nebo laserové paprsky z více směrů na několikamilimetrovou pevnou kapsli v reakční komoře. (Obr. 4.1)

Energie je pohlcena na vnější straně kapsle, přičemž povrchová část je odpařena a expanduje do vakua. V opačném směru se šíří tlaková vlna, která vede ke vzrůstu teploty a hustoty v centru kuličky. Pokud by bylo stlačení ideálně symetrické, v okamžiku dosažení maximální hustoty uvnitř kapsle by se prudce zahřála její malá část.

V případě, že je tato teplota vyšší než zápalná teplota fúzní reakce, palivo se vznítí a postupně zapálí i zbytek. Dojde ke vzniku alfa částic, neutronů a radiace směřující radiálně ke stěnám reakční komory. Ty jsou umístěny dostatečně daleko – obvykle v řádu metrů - a konstruovány tak, aby odolávaly extrémnímu zatížení. (Obr. 4.2)



Obrázek 4.1 Světelné svazky laseru míří na terčik termojaderného paliva [2]



Obrázek 4.2 Průběh inerciální fúze [6]

Inerciální fúze je dodnes vyvíjena kvůli tomu, že vytváří vynikající obdobu exploze jaderné zbraně, ovšem na malém rozsahu. Proto může poskytnout simulační stav pro vyzkoušení odolnosti vybavení bez potřeby jaderného testu. Stále více je tento zájem doplněn výzkumem pro jeho použití při získávání energie.

Největším experimentem na světě je NIF (National Ignition Facility). Jedná se o největší laserový systém na světě. O zapálení jaderné reakce se pokusí 192 laserových svazků s výkonem 8 TW. Mělo by to pomoci vytvořit hustotu rovnou 1500 násobku hustoty kapalného deuteria. V současnosti je laserový systém z 99 % hotov a spuštění zařízení se očekává v roce 2009. (Obr. 4.3)



Obrázek 4.3 Komora zařízení NIF [16]

Přímá fúze byla uskutečněna kolem roku 1985 v americkém experimentu Halite/Centurion, kde bylo použito rentgenového záření z pokusného podzemního jaderného výbuchu. Detaily tohoto experimentu jsou z pochopitelných důvodů utajeny,

nicméně v informovaných amerických vědeckých kruzích panuje jistý optimismus o uskutečnitelnosti nepřímo hnané inerciální fúze a zřejmě existuje i určitá představa o potřebné velikosti zdroje energie.

Intenzivně se zkoumají možnosti jak podstatně zvýšit zisk Q při stejné energii laseru. Homogenizace laserových svazků a symetrizace ozáření terče se dnes zkoumá především na 30 kJ laseru OMEGA v LLE na univerzitě v Rochesteru, USA. Cílem je přímo hnaná fúze pro výrobu energie. S vynálezem výkonných femtosekundových laserů se objevila myšlenka rychlého zapálení fúze (Fast Ignition). Tyto lasery mohou dosáhnout výkonu až 1 PW v pulsu délky od 10 fs do 1 ps. Pokud se podaří dopravit energii femtosekundového laseru do paliva stlačeného na potřebnou hustotu nanosekundovým laserovým pulsem, bude možno zapálit termojaderné hoření při podstatně menších energiích laseru. Poněvadž lze poměrně snadno upravit jeden nebo několik svazků velkých Nd-laserů na generaci intenzivních femtosekundových pulsů, je tato myšlenka usilovně zkoumána na laseru Gekko XII v japonské Ósace (Obr. 4.4) a na laseru VULCAN ve Velké Británii.



Obrázek 4.4 Laserový systém GEKKO XII v japonské Sace [6]

Z dnešního hlediska se jeví jako nejpravděpodobnější pro budoucí energetické využití svazky těžkých iontů. Zdá se, že mohou splnit všechny požadavky. Jejich použití se však studuje zatím výhradně teoreticky. Nemá totiž smysl provádět experimenty na malém urychlovači těžkých iontů, a proto je třeba již do prvního zařízení investovat více než miliardu dolarů. Výstavba takového zařízení se odkládá do okamžiku, kdy bude inerciální fúze demonstrována pomocí laserů.

Největší přednost inerciální fúze spočívá v tom, že nejdražší a nejsložitější část zařízení (laser nebo urychlovač) stojí daleko od interakční komory, a je tudíž chráněna před radioaktivním zářením. Samotná interakční komora bude relativně jednoduchá, a proto problémy s materiály vystavenými silným neutronovým tokům budou pravděpodobně podstatně menší než u magnetického udržení. Další výhodou výzkumu inerciální fúze je mnohostranné použití budovaných velkých zařízení. Velmi významné jsou vojenské aplikace, a proto je i výstavba laseru NIF placena z programu údržby strategického arsenálu amerických jaderných zbraní. Zařízení se ale používají i pro základní výzkum systémů s vysokou hustotou energie.

Výhodou přímo hnané fúze je lepší účinnost přeměny energie vnějšího zdroje na kinetickou energii implodující slupky. Výhodou nepřímo hnané fúze jsou podstatně menší požadavky na kvalitu (homogenitu, symetrii) vnějšího zdroje energie.

5. Udržení plazmatu magnetickým polem [1,9]

Vysokoteplotní plazma má přirozenou snahu zvětšovat svůj objem v komoře tokamaku. Aby nedocházelo k destrukci materiálu komory, nesmí přijít horké plazma do přímého kontaktu se stěnami nádoby, v níž je uzavřeno. Toho lze dosáhnout využitím magnetického pole: elektricky nabitě částice (ionty a elektrony) se pohybují po šroubovici podél siločar tohoto pole, uzavírají-li se siločáry magnetického pole uvnitř vakuové nádoby do prstence, částice plazmatu tento prstenec při svém pohybu sledují a nenarážejí tak na stěny magnetické pole.

Rozdělení podle toroidálního uspořádání:

- stellarátory
- tokamaky
- pinče

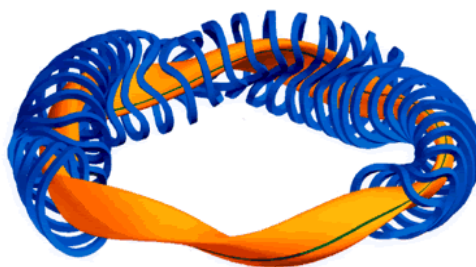
5.1 Toroidální uspořádání [1,2]

Toroidální uspořádání, kde výsledné ztráty mohou být sníženy stočením siločar a jejich uzavřením do sebe \Rightarrow vzniká toroidální magnetická konfigurace. V jednoduchém toroidálním poli, v důsledku odstředivé síly působící na částice plazmatu pohybující se podél magnetického pole, však nabitě částice rychle driftují v radiálním směru ven od středu sloupce plazmatu (tzv. toroidální drift) tomu lze předejít vytvořením dalšího magnetického pole a to v poloidálním směru (tj. v rovině malého řezu komory). Toto pole spolu s polem toroidálním vytvoří výsledné pole šroubovicového tvaru, čímž teprve vyniká skutečná toroidální magnetická past, tedy nádoba s magnetickým udržením částic, ve které je toroidální drift odstraněn.

5.2 Stellarátor [1,2,9]

Konfigurace, ve které je celé magnetické pole (toroidální i poloidální) zcela vytvářeno sadou cívek, bez jakéhokoliv elektrického proudu tekoucího plazmatem, což má nutně za následek vznik osově nesymetrického plazmatu. Nejen siločáry pole ale i všechny cívky mají šroubovicový tvar a plazma i nádoba mají tudíž tvar šroubovicově zvlněného prstence. (Obr. 5.1)

Nevyužívá se proud v plazmatu a není potřeba transformátor pro jeho vytváření a celý systém může proto pracovat v kontinuálním režimu. Udržení se dosahuje využitím segmentů spirálových cívek. Ty tak musí mít relativně velmi komplikovanou strukturu a jistou nevýhodou stellarátoru jsou pak extrémní požadavky na přesnost konstrukce.



Obrázek 5.1 Plazma v nádobě [13]

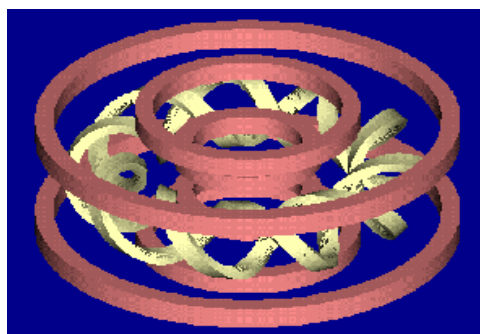
Výhody stellarátorů spočívají v tom, že:

- nedochází k přetržení sloupce plazmatu (neprotéká proud, nemá se tedy co přetrhnout),
- plazma zůstává stabilní, aniž by bylo třeba jeho polohu řídit,
- nepotřebují proud plazmatem a tedy ani transformátor, který by jej generoval a jsou tedy vhodné pro provoz ve stacionárním stavu (produkce vlastní energie).

Na základě tvaru plazmatu, uspořádání, relativních hodnot toroidálního a poloidálního magnetického pole a tvaru cívek a jejich rozmístění se rozlišují následující skupiny stellarátorů:

- **heliac** - modulární cívky, z nichž je většina rovinných, jsou asymetricky rozmístěny kolem středové osy se silnou šroubovicovou geometrií např. TJ-II (Španělsko), H-1 (Austrálie)
- **helias** - nerovinné modulární cívky např. W-7AS, W-7X (Německo) torsatron
- **heliotron** – šroubovicové cívky navinuté okolo geometrické středové osy např. TJ-IU (Španělsko), CHS, LHD (Japonsko)

V modernějších typech stellarátorů jsou kromě modulárních cívek pro vytváření spirálového pole využity i magnety pro vytvoření toroidního a poloidního pole jako u tokamaku (Obr. 5.2).

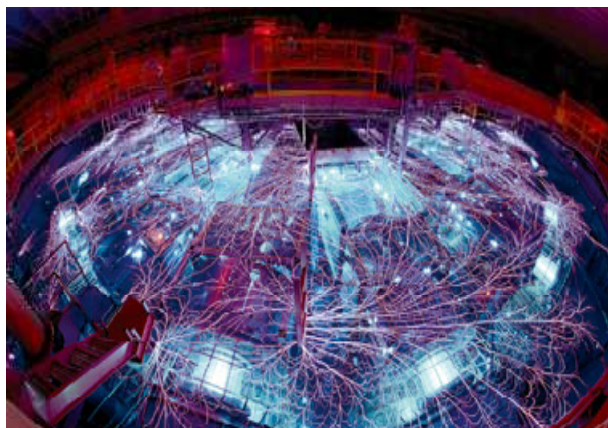


Obrázek 5.2 Stellarátor
s magnety jako u tokamatu [9]

5.3 pinče [2,9]

Z dalších metod přichází v úvahu i zapálení nepřímo hnané fúze v z-pinči, impulsním výboji, ve kterém se oblast s velmi vysokou proudovou hustotou komprimuje vlastním magnetickým polem.

Připravuje se výkonnější zařízení X-1, které by mělo v roce 2010 zapálit termojadernou fúzi. Dosáhl-li Z-machine teploty 1,8 miliónu stupňů, pak k termojaderné fúzi je třeba teploty 3 miliónů stupňů, které má nové zařízení v plánu. Experimenty s extrémně rychlým nárůstem proudu vrátily pinče znovu do hry. (Obr. 5.3)

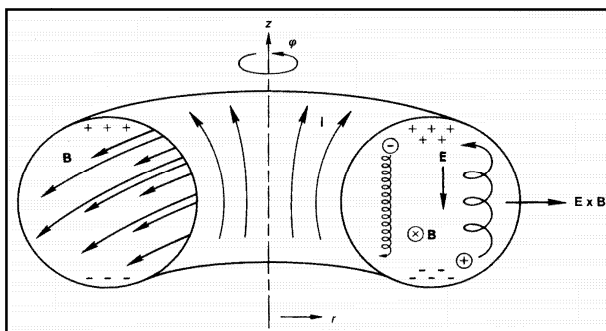


Obrázek 5.3 Zařízení Z-machine v americké Sandia National Laboratory v Albuquerque státu New Mexico [2]

5.4 Pohyb částic v tokamaku [1,2,4,6,10]

Velmi důležité je co nejvíce snížit ztráty energie i částic a to z těch důvodů, že energie a částice, které se dostanou z plazmatu pryč, znesnadňují udržení termojaderných podmínek v jejím centru, a zároveň ohřívají a poškozuji stěny nádoby. Z toho ohledu jsou významným faktorem turbulence, které za vysokých teplot v tokamacích vznikají a zrychlují přenos částic i tepelné energie k okraji. **Turbulence existují na všech tokamacích a nelze se ji úplně zbavit. Je to dáno tím, že máme velký přebytek energie v omezeném objemu.** Ztráty energie vznikají tepelnou vodivostí i vyzařováním. energii mohou také odnášet částice, které z plazmatu uniknou. Neutrální (neutrony) magnetické pole neovlivňuje a hned po zrodu plazma opouští.

V jednoduchém torusu, v němž jsou siločáry uzavřené do kružnice, se magnetické pole mění jako $1/r \Rightarrow$ výsledný ∇B drift způsobí separaci náboje ve vertikálním směru, která zase vyvolá drift plazmatu směrem ven, abychom tomu předešli, musí mít toroidální systém zkroucené siločáry. Kdyby nedocházelo ke srážkám, každá konečná hodnota tzv. rotační transformace by zabránila driftovým srážkám a zajistila by plazmatu rovnováhu. (Obr. 5.4)



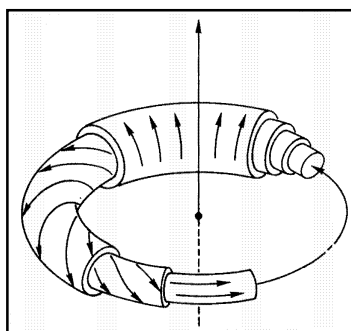
Obrázek 5.4 Pohyb částic v tokamatu [6]

Tokamak je v podstatě transformátor, jehož sekundární cívka má jeden závit ve tvaru toroidní trubice. Plazma z D a T se nachází uvnitř toroidního dutého vyvakuovaného prstence. Elektrický proud primárního obvodu transformátoru indukuje elektromotorické napětí v sekundárním obvodu. V plynu D + T v toroidní trubici vznikne výboj, plyn se ionizuje a indukovaný proud jej zahřívá na vysokou teplotu.

Magnetické pole tohoto proudu udrží vzniklé plazma v ose toroidu, takže se nedotýká stěn komory. Díky magnet. poli se tepelné zatížení stěn sníží na technologicky zvládnutelnou hodnotu, a předpokládá se chlazení stěn na asi 1000 - 1300 °C.

Rozměry reaktoru a jeho výkon závisí obvykle na vlastnostech materiálů, které tvoří plášť reaktoru, nikoli na vlastnostech plazmatu. Předpokládá se, že elektrický výkon těchto reaktorů by byl 3 - 4 GW.

Tokamaky a stellarátory užívají především „střížné“ magnetické pole, v němž se úhel sklonu šroubovicových siločar mění s menším r (Obr. 5.5). Krajní případ - v ose je pole čistě toroidální, na okrajích čistě poloidální střížné pole je účinné vůči nestabilitám.



Obrázek 5.5 Sklon šroubovicových siločar se mění s menším r [2]

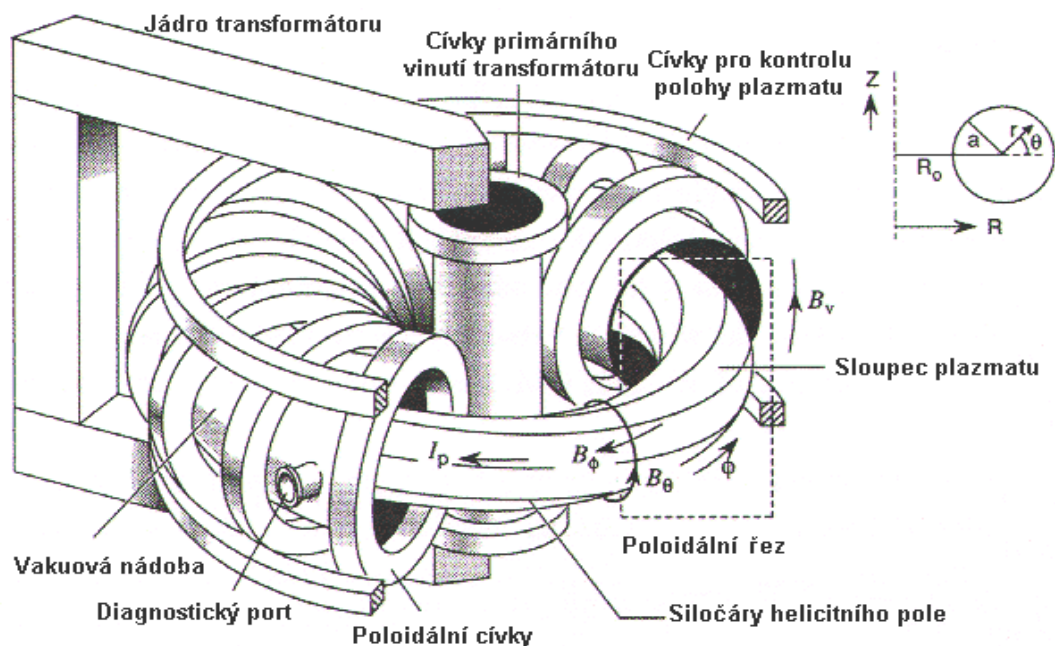
Magnetické pole se skládá ze dvou komponent:

Sada cívek rovnoměrně rozložených podél prstencové nádoby vytváří silné pole v toroidálním směru, proud tekoucí plazmatem indukuje slabší poloidální pole, výsledné siločáry pak mají tvar šroubovice.

Toroidální složka magnetického pole (o síle 1 - 10 Tesla) je vytvářena magnetickými cívkami, poloidální složka je přibližně stokrát menší a je indukována elektrickým proudem procházejícím vodíkovým plazmatem uvnitř komory. (Obr. 5.6)

Tepelné ztráty v tradičních magnetických cívkách (tudíž i příkon do nich) jsou při generaci silných magnetických polí obrovské (např. JET potřebuje kvůli jejich chlazení malé chladicí věže, podobné elektrárenským). Reaktor proto použije supravodivé cívky (slitiny Nb-Ti nebo Nb-Sn při teplotě 4,5 K = -269 °C), jejichž spotřeba elektrické energie je zanedbatelná.

Z ruštiny: **ТОК, Камера и МАгнитные Катушки** (toroidální komora v magnetických cívkách) a autoři jsou O.A.Lavrentěv, A.D. Sacharov a I. Je. Tamm. Tokamak do čela termojaderných zařízení přivedl L. A. Arcimovič.



Obrázek 5.6 Tokamak [4]

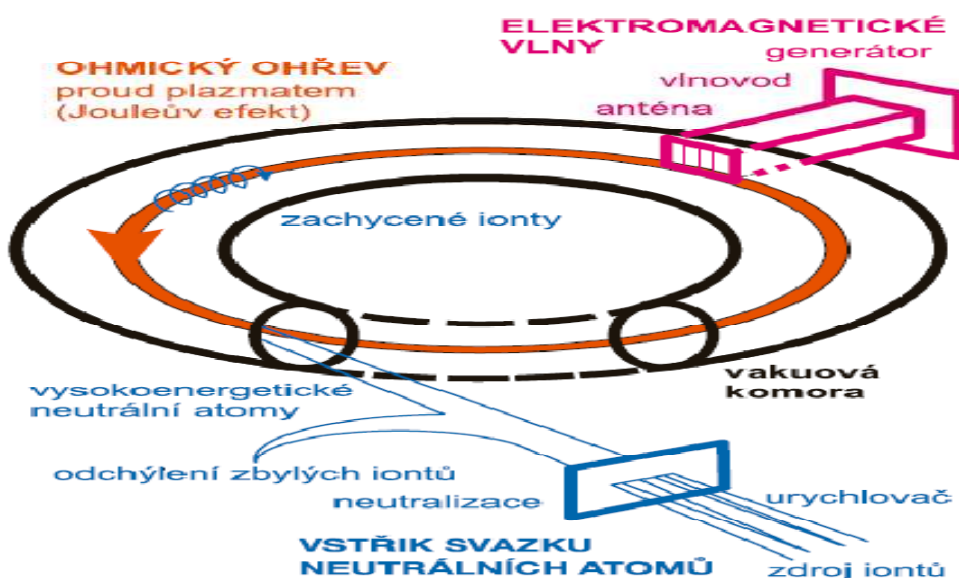
6. Ohřívání plazmatu [1,2,3]

Zahřívání plazmatu někdy vyžaduje dodání více energie, než se dostává ven. Při magnetickém udržení se může ztrácet energie z plazmatu vedením a radiací, tepelný přenos hraje jen velmi malou roli kvůli nízkému tlaku plazmatu. Radiace uvnitř plazmatu pochází ze dvou zdrojů - „brzdné záření“ (brzdná radiace) je způsobeno vzájemnými srážkami, kterými se buď zrychlují, nebo zpomalují, a cyklotronní radiace stále orbitujícími nabitými částicemi okolo silokřivek. Kromě toho se na okrajích plazmatu vyskytují vázané elektrony ne v plně ionizovaném stavu. Vlivem srážek se tyto částice postupně dostávají do oblasti, kde silokřivky vybíhají ze soustavy, jako je třeba oblast divertoru.

Tokamaky využívají princip transformátoru, kde komora s plynem tvoří jediný závit jeho sekundárního vinutí. Vybitím kondenzátorové baterie (jen u malých přístrojů), velké používají setrvačnickou nebo přímo rozvodnou síť). Do vyčerpané prstencové vakuové nádoby se napustí pracovní plyn s hustotou částic $10^{18} - 10^{21} \text{ m}^{-3}$. Proudem $10^3 - 10^6 \text{ A}$ se plyn zahřeje. Díky značnému elektrickému odporu je vodíkový plyn rychle ohříván Jouleovým teplem ($P = R \cdot I^2$, kde P je uvolňovaný výkon, R je elektrický odpor plazmatického provazce a I je protékající proud). Během jediné milisekundy se dosáhne teploty miliónů stupňů a zprvu jen slabě ionizovaný vodíkový plyn se změní v plně ionizované plazma tvořené směsí elektronů a atomových jader. Jak se vzrůstající teplotou klesá elektrický odpor plazmatu, začíná být induktivní ohřev neúčinný.

Ohřívání alfa částice se docílí, pokud jádra hélia He uvolněných při reakci jsou uvězněna magnetickým polem a zpomalena srážkami s elektrony v plazmatu. To pomáhá zahřívát plazma, jehož teplota se díky tomu udržuje. Nicméně na 10 milionech stupních pro další ohřívání na 100 milionů stupňů reakce nestačí. Pro další ohřev je potřeba dodat energii z venku.

Jednou z metod je vstřikování „vytápění“ malého množství neutrálních atomů vodíku s energií rovnou až stonásobku teploty plazmatu. Palivové atomy jsou jako ionty urychleny, neutralizovány srážkami s plynem, poté putují skrz magnetické pole, kde jsou plazmatem ionizovány a magnetickým polem uvězněny. Pak zpomalují a srážkami předávají svou energii plazmatu, takže ho ohřívají. (Obr. 6.1)



Obrázek 6.1 Způsoby ohřevu plazmatu [2]

Doplňování vodíkového paliva do oblastí horkého plazmatu není snadné. Neutrální atomy přicházející od stěn (napouštění plynného vodíku) jsou díky vysokým teplotám v tokamaku velmi rychle ionizovány (již ve vzdálenosti několika centimetrů od stěny), a tak jim v dalším pronikání ke středu komory, kde jsou splněny podmínky pro termojaderné slučování, brání silné magnetické pole. Pouze tabletky zmrazeného vodíku vstřelené do komory velmi vysokou rychlostí ($v \sim 10 \text{ km.s}^{-1}$) mohou ještě před svým odpařením dosáhnout nejteplejších oblastí plazmatu. V současnosti probíhají rovněž experimenty s nadzvukovým napouštěním vodíkového plynu. (Obr. 6.2)



Obrázek 6.2 Takto se doplňuje palivo do tokamaku. Zářící „kometa“ je zmražený vodík vstřelený do centra komory [2]

Jinou metodou je vysílání frekvenčního záření (ohřev „na“ cykrezonanční frekvenci iontů v rozmezí 20 - 120 MHz a elektronů -lotronní 70 - 200 GHz, nebo ohřev „na“ dolní hybridní frekvenci 1 - 10 GHz, jejichž obdoba se uplatňuje i v domácnostech v mikrovlnných troubách). Čímž proniknou do plazmatu elektromagnetické vlny. Pokud elektromagnetická vlna reaguje s částicemi o různých rychlostech, některé se začnou pohybovat rychleji a jiné pomaleji než vlna. Obvykle většina částic se začne pohybovat o trochu pomaleji než vlna a něco málo částic o trochu rychleji, takže elektromagnetické vlny jsou postupně plazmatem tlumeny. Toto bez srážkové tlumení vede k předávání energie mezi vlnami a částicemi. Energie je předána plazmatu anténami nebo vlnovody umístěnými na okraji plazmatu. Frekvence jsou laděny tak, aby byla energie pohlcena v příslušné oblasti plazmatu a příslušnými částicemi.(Obr. 6.3), (Obr. 6.4)



Obrázek 6.3 Vlnovod zavádějící vysokofrekvenční elektromagnetické pole pro dodatečný ohřev plazmatu do komory tokamaku v italském Frascati [2]



Obrázek 6.3 Zařízení pro vstřik svazků neutrálních atomů na tokamatu JET [2]

I přes poměrně jednoduchý princip tokamaků bylo nutno vyřešit několik zásadních problémů. Předně, tokamak je z principu impulsní zařízení - transformátor je připojen ke zdroji stejnosměrného proudu a po čase dochází k nasycení transformátorového jádra (u velkých tokamaků za 10 - 20 s). Proud plazmatem postupně vymizí, tím se změní konfigurace magnetického pole a částice plazmatu začnou rychle unikat na stěny komory, odnášejí sebou energii potřebnou ke slučování atomových jader. Plazma se rozpadá a vysokoteplotní výboj pohasíná. Elektrárna by však měla do sítě dodávat v čase neměnný elektrický výkon. Technicky nejjednodušším řešením se zdá být rychlé přepólování transformátoru a s tím spojená změna směru proudu plazmatem (vyzkoušeno na JET při proudu 2 MA). Uvažuje se také o využití jiného mechanismu při zachování směru proudu, tzv. neinduktivní generace (vlečení) proudu. Směřované vysokofrekvenční elektromagnetické vlnění (dolní hybridní frekvence 1 - 10 GHz) vpouštěné do plazmatu zachytí elektrony a „vleče“ je na čele vlny, podobně jako mořská vlna nese surfaře. Tok elektronů podél prstence pak vlastně tvoří „vlečený“ proud plazmatem. Doby výboje s vlečením proudu se dnes běžně pohybují v řádech desítek sekund. Uvažuje se o zajímavém efektu zvaném „bootstrap current - přezkový proud“, který probíhá automaticky díky proměnné hustotě plazmatu v určitém směru. Tento „automaticky generovaný“ proud v požadovaném - toroidálním - směru by mohl při vhodném režimu v budoucích reaktorech nést v tokamacích většinu toku.

6.1 Tokamaky v provozu [2]

EURATOM	JET
Německo	ASDEX U, TEXTOR 94, (W-7X)
Francie	TORÉ - SUPRA
Anglie	MAST, COMPASS-D
Itálie	FT - U, RFX
Španělsko	TJ-II
Švýcarsko	TCV
Česká rep.	CASTOR
Portugalsko	ISTTOK
USA	D IIID, ALCATOR C
Japonsko	JT- 60, LHD, + 4 další
Rusko	T - 10, TUMAN 3, FT-2
Čína	HT - 6, +5 dalších
Brazílie, Indie, Korea, Egypt, Irán, Libye	
~ 35 experimentů s toroidální konfigurací magnetického pole	

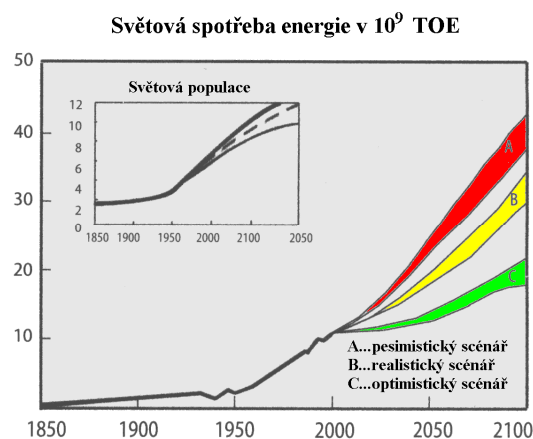
Součin hustoty částic, jejich teploty a doby udržení energie, musí být větší než konstanta pro danou fúzní reakci, tj. fúzí uvolněný výkon musí pokrýt samoohřev i ztráty energie. Současný největší tokamak světa JET se blíží stavu vyrovnání produkované fúzní energie a energie spotřebované na ohřev ($Q \approx 0,65$, kde Q = termojaderný výkon/vnější příkon plazmatu). Splnění Lawsonova kritéria a stavu blízkému trvalého termojaderného „hoření“, by však měl dosáhnout až plánovaný tokamak ITER ($Q > 10$).

7. Aktuální zhodnocení situace [2,6]

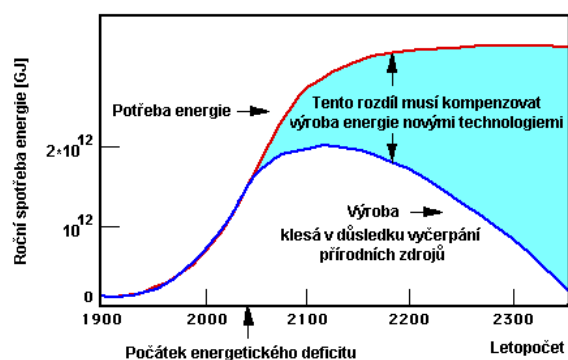
Poptávka po elektrické energii ve světě prudce roste. Každoročně se zvyšuje asi o 2% (Obr. 7.1). V důsledku růst populace, výkonnosti ekonomiky a technického pokroku. (Obr. 7.2)

Světový energetický systém je stále založen na fosilních palivech, které pokrývají přibližně 80 % světové výroby elektřiny. Fosilní paliva při stávajícím trendu negativně ovlivňují změny klimatu, ale krom toho se jejich zásoby rychle ztenčují a hrozí politické konflikty. Jedním z nejhlavnějších úkolů následujícího století je nahradit fosilní paliva alternativními zdroji energie. (Tab. 1)

Jak je vidět, vyhlídky do budoucnosti nejsou příliš růžové. Proto se hledá alternativa, která by nám pomohla vyřešit onu problematickou otázku, jak vyrábět energii levně a účinně. Jedním z doslova nejžhavějších kandidátů je termojaderná fúze. Fúze má některé klíčové výhody, které ji činí atraktivní možností pro budoucí využití v energetickém průmyslu: proces fúze je bezpečný, není zde problém s nebezpečným odpadem (jako například u jaderných elektráren), nedochází k produkci skleníkových plynů a z reakce jsou velké energetické zisky. Termojaderná fúze je ve své podstatě prázákem většiny obnovitelných zdrojů energie na zemské kouli. Účinnost využití paliva při jaderné fúzi je 10 000 000 krát větší než u všech chemických reakcí včetně hoření.



Obrázek 7.1 Světová spotřeba energie [6]



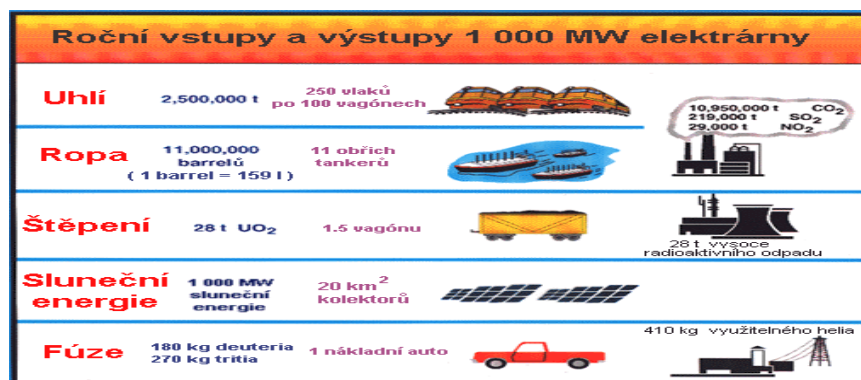
Obrázek 7.2 Předpokládaná spotřeba energie v následujících letech [6]

	Zásoby [rok]
Štěpné reaktory	30
Ropa	40
Zemní plyn	50
Uhlí	300
Množivé štěpné reaktory	30 000
Fúzní D-T reaktory	30 000 000

Tabulka 1 Předpokládaná spotřeba energetických paliv [6]

7.1 Porovnání fúzního paliva [2,6]

Jednou z hlavních výhod je dlouhodobá využitelnost paliva, které je hojně a rovnoměrně rozloženo v nevyčerpatelném množství prakticky na celém světě. Stejně důležitá je taky větší efektivita, při menších objemech paliva, než je tomu u stávajících zdrojů (Obr. 7.3), (Tab. 2).



Obrázek 7.3 Roční vstupy a výstupy 1000 MW elektrárny [6]

Reakce	Energetický výtěžek [kWh*g ⁻¹]
Fúze D+D → ³ He+ n	27 000
Fúze D+ ³ He → ⁴ He+ p	94 000
Fúze D+T → ⁴ He+n	98 000
Štěpení ²³⁵ U	24 000
Hoření vodíku H ₂ +O→H ₂ O	0.0044
Jiné druhy spalování	< 10 ⁻³

Tabulka 2 Jednotlivé prvky a jejich energetický výtěžek [6]

8. ITER [1,2,3]

Dlouhodobým cílem fúzního výzkumu a vývoje v členských státech Evropské unie (spolu se státy přidruženými k Rámcovému programu) je „společně vytvořit prototypy reaktorů pro elektrárny, které by splňovaly potřeby společnosti: bezpečnou činnost, slučitelnost s prostředím a ekonomickou životaschopnost“. Strategie dosažení tohoto dlouhodobého cíle zahrnuje vývoj experimentálního reaktoru, který byl zahájen v mezinárodní spolupráci jako projekt „ITER“.(Obr. 8.1)

Hlavním programovým cílem mezinárodního tokamaku ITER je předvést vědeckou a technologickou způsobilost fúzní energie pro mírové účely. ITER splní tento cíl tak, že předvede řízené hoření deuterio - tritiového plazmatu, přičemž za konečný cíl je považován ustálený provoz, a současně vyzkouší reaktorové technologie v integrovaném systému (nikoli jednotlivě na různých zařízeních).

Lze dokázat, že doba udržení energie je úměrná druhé mocnině rozměru, dosáhneme požadovaného Q (Q= termojaderný výkon/vnější příkon plazmatu). Samostatně hořící termojaderná reakce by měla mít Q = ∞, neboť není třeba žádnou energii dodávat a jmenovatel Q je nulový.

ITER - původně zkratka slov International Thermonuclear Experimental Reactor - Mezinárodní termonukleární experimentální reaktor - CESTA.

V roce 1998 byly parametry projektovaného zařízení ITER známy: proud plazmatem 22 MA, objem plazmatu 2000 m³, fúzní výkon 1500 MW, Q = ∞ a současně i náklady ve výši 6 miliard dolarů. Speciální skupina odborníků nicméně doporučila projekt, jehož jméno ITER si někteří politikové zvykli vyslovovat jako „eater“ - jedlík - přepracovat směrem ke skromnější variantě. V roce 2001 byl dokončen redukovaný projekt o 2 m nižšího zařízení, s objemem plazmatu 837 m³, proudem plazmatu 15 MA,

třetinovým výkonem 500 MW a $Q > 10$. Střední průměr toroidu je 12 m. Pro výstavbu bylo určeno místo v Jižní Francii - Cadarache.

U nového ITER se tedy nepředpokládá (ale ani nevylučuje) samovolné hoření termojaderné reakce, nicméně má být prvním termojaderným zařízením, kde bude uvolněná termojaderná energie větší než energie spotřebovaná na zapálení a udržování reakce, a bude tedy možné studovat prakticky již veškeré procesy, které budou probíhat v pozdějším skutečném reaktoru.

Otázka: Proč se nepostaví malý experiment na stole a až bude vše jasné, tak se postaví fungující reaktor potřebné velikosti? Důvody jsou v podstatě dva: Chceme-li zabránit vychladnutí plazmatu dříve, než se zapálí termojaderná reakce, musí mít plazma jistý minimální objem. Polévka na lžici vychladne rychleji než polévka ve velkém hrnci. A druhý důvod? Analyticky reaktor spočítat neumíme, a tak díky údajům řady tokamaků různé velikosti se odvodí pro zjištění parametrů velkého zařízení podobnostní vztahy.

Na projektu spolupracují tyto země:



Obrázek 8.1 Země spolupracující na výrobě Iteru [14]

Jak se stavba ITER blížila, objevil se další problém. Projekt byl na papíře v roce 2001. Zároveň probíhaly zkoušky modelů vybraných částí reaktoru. Než se rozhodlo o místě stavby, než se podepsala dohoda o založení právnické osoby, uplynulo šest let a výzkum se nezastavil. Jinými slovy, původní projekt neobsahuje a ani nemůže obsahovat poslední poznatky. Měnit již odsouhlasený projekt znamená dodatečné časové a finanční náklady. Toho se pochopitelně „producenti“ bojí. Budou tedy třeba ještě další jednání o aktuálních scénářích práce na ITERu. V současné době se netrpělivě očekávají výsledky detailní revize projektu, kterou ITER organization (jako nová mezinárodní organizace) s pomocí fúzních odborníků z celého světa právě provádí.

Aktuální informace hovoří, že na ITERu byly zahájeny první stavební práce. Začínají se vyvíjet a připravovat výroba potřebných komponent. Projekt se rozjíždí se značnými problémy, které se týkají hlavně financování. I zpoždění projektu narůstá, takže v současnosti se předpokládá spuštění zhruba v roce 2018.

V roce 2018 budou následovat první experimenty. Prvních deset let ve fázi základního provozu bude věnováno fyzikálním problémům: vyladění reaktoru na deuteriových experimentech, zapálení reakce, přechod do stacionárního (trvajícího asi hodinu) provozu a ověření koncepce první stěny a plodícího obalu reaktoru, v neposlední řadě naučit se řídit hoření plazmatu. Druhá fáze, trvající rovněž deset let, bude věnována technologii: testování součástí a materiálu, zejména konceptu lithiového obalu (blanketu) plodícího tritium. Přibližně v roce 2034 se ITER rozebere. Popis částí Iteru [viz. Příloha č.1 a č.2].

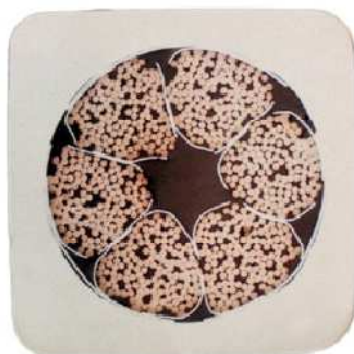
Dalším projektem, který se připravuje se rozměrné zařízení IFMIF (International Fusion Material Irradiation Facility), ve kterém se budou zkoušet i materiály pro demonstrační reaktor. V ceně 0,5 miliardy eur, které bude konstrukční materiály testovat neutronovým zářením intenzity očekávané v průmyslovém reaktoru. Štěpné reaktory, které by eventuálně mohly sloužit jako zdroj testovacích neutronů, totiž poskytují toky neutronů na jednotku výkonu čtyřikrát menší, než budou toky v ITER, a navíc s odlišným energetickým spektrem. Stejně tak konstrukce supravodivých cívek dosud nevídaných rozměrů nebude jednoduchou záležitostí. Pravdou je, že inženýři se opírají o zkušenosti získané na zařízeních podobného typu, i když ne takových rozměrů, jako budoucí ITER. V měřítku 1 : 1 byl odzkoušen segment vakuové komory podle původního projektu z roku 1998 (tedy větší než jeho redukováná varianta 2001), dále modely supravodivých toroidálních cívek: cívky toroidálního pole v měřítku 1 : 1/3 a cívky centrálního solenoidu v měřítku 1 : 2/3, dálkově ovládaná mechanická paže pro práci ve vakuové komoře (i po „termojaderné“ kampani, která vyvolá sekundární radioaktivitu vnitřních stěn komory) a systémy pro ohřev a udržování proudu.

Původní záměr činil tým v evropském Garchingu odpovědným za vše uvnitř vakuové komory, tým v japonském Naka měl na starosti všechna zařízení vně komory. Nicméně z hlediska snahy umístit ITER v Evropě je důležité, že až na centrální solenoid se na vývoji všech ostatních komponent - ať už to jsou cívky toroidálního magnetického pole, vakuová nádoba, materiály zachycující první tepelný a neutronový nápor plazmatu, dálkově ovládané mechanické paže a dokonce i radiofrekvenční generátory a zdroje záporných iontových svazků - podílí evropské laboratoře a společnosti.

Do tzv. širšího přístupu („broader approach“) patří vedle IFMIF přestavba japonského tokamaku JT-60U na supravodivou variantu JT-60U SA částečně za evropské peníze - však JT - 60U SA má fakticky nahradit evropský JET - a Mezinárodní středisko výzkumu fúzní energie (IFERC), vybavené počítačem možná schopným řídit ITER na druhé straně zeměkoule. V Evropě budou experimentovat ve dne a v Japonsku v noci, tedy evropské noci. ITER si neodpočine.

8.1 Termojaderná technologie [1,2]

ITER bude supravodivý tokamak (Obr. 8.2). To znamená, že zatímco ve vakuové komoře bude zuřit plazmová bouře o teplotě stovek miliónů stupňů Celsia, za stěnou reaktoru bude teplota blízka absolutní nule. Jen při teplotě tekutého helia 4,5 K (-269°C) nabývají totiž slitiny na bázi niobu tvořící magnetické cívky, uzavřené v konstrukci z nerez oceli, supravodivých vlastností. Konstrukce tokamaku bude mít dvojitou stěnu vyztuženou žebry, na něž budou připevněny vnitřní součásti. Nádoba reaktoru musí zajistit vysoké vakuum, proto je zde důležitá pevnost a možnost svaření rozměrné konstrukce, aniž by došlo k nepřijatelně velké deformaci. Vakuová nádoba musí též obsahovat okna pro dodávku a ohřev paliva, instalaci diagnostiky a na výměnu vnitřních součástí unikátní dálkově ovládanou „paži“ umožňující práci v komoře tokamaku (Obr. 8.3).

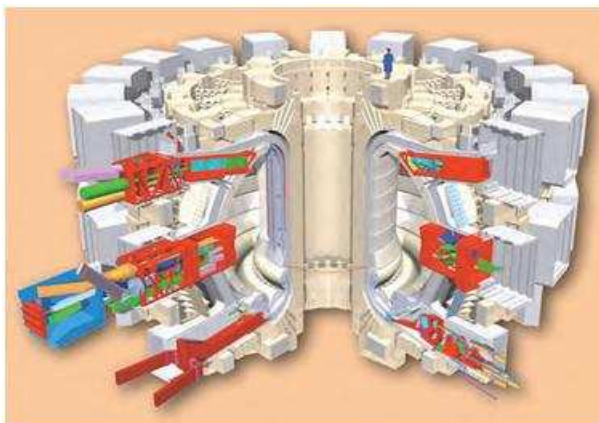


Obrázek 8.2 Průřez supravodičem [2]



Obrázek 8.3 Dálkově ovládaná „paže“ v tokamaku JET [2]

Navrhnout fúzní reaktor nelze bez pochopení procesů, které se v plazmatu odehrávají. To vyžaduje důmyslné a složité měřicí systémy, které se souhrnně nazývají diagnostika. V evropských laboratořích byla vyvinuta diagnostika k monitorování všech charakteristik plazmatu, od teploty v centru pomocí výkonných laserů, až po množství a původ nečistot. Údaje získané těmito diagnostikami se používají ke konstrukci nových počítačových kódů, které by měly být schopny předpovědět, jak se zařízení bude chovat, a zajistit, že bude pracovat podle očekávání. (Obr. 8.4)

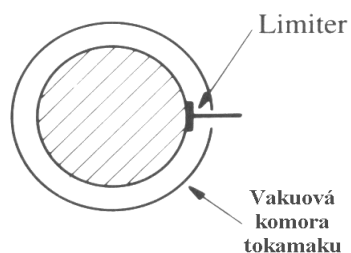


Obrázek 8.4 Schéma diagnostiky pro ITER [1]

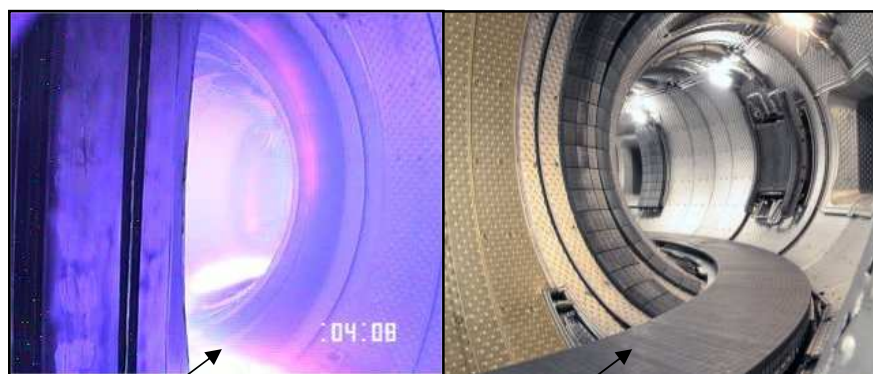
8.2 Limiter a divertor [2,7]

Dalším závažným problémem je odvod „spalin“ fúzních reakcí z tokamaku. Původní koncepce tokamaků s kruhovým průřezem komory a ohraničením plazmatu materiálovou překážkou (snášející vysoké tepelné zatížení, např. molybden) - limiterem, se touto otázkou příliš nezabývala (Obr. 8.5). S prodlužováním délky výbojů, přibližováním se k termojaderným teplotám a při zvyšování síly magnetického pole bylo nutné modifikovat komoru (mírné vertikální protažení průřezu komory do tvaru písmene D) a vytvořit divertor (modifikaci základního toroidálního udržovacího magnetického pole odchyloující magnetické siločáry na periferii plazmatického provazce do divertorové komory). Tato konfigurace magnetického pole nasměruje únik částic z plazmatu do oblasti divertoru, kde se na divertorových sběrných deskách (zhotovených z uhlíkových kompozitů (CFC), složený z několika stovek "prstů", každý z nich je individuálně chlazený) zachytí nečistoty uvolňované ze stěn (uhlík, kyslík...) pronikající do vakuové komory mikronetěsnostmi, a stejně tak i heliový „popel“ či atomy nespáleného vodíkového paliva, které může být znovu použity. (Obr. 8.6),(Obr. 8.7)

Nejvíce namáhanou částí první stěny reaktoru je divertor, který je jako jediná část první stěny reaktoru v záměrném kontaktu s plazmatem. Magnetická konfigurace tokamaku s divertorem (Obr. 8.8).

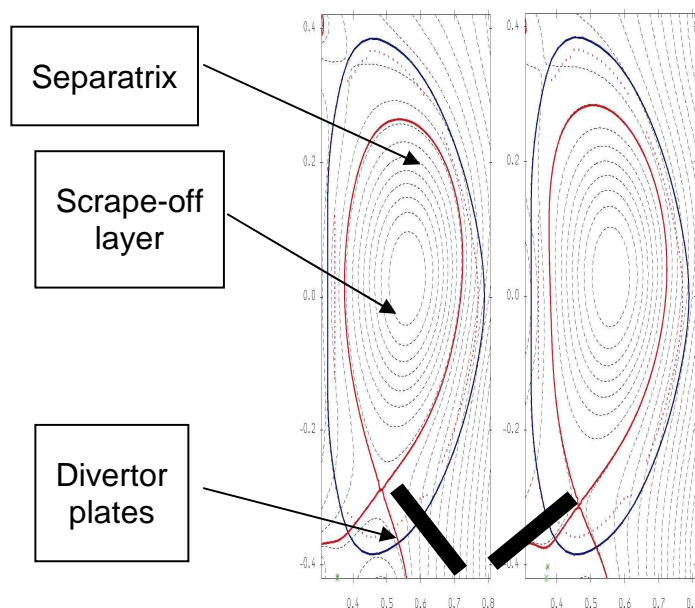


Obrázek 8.5 Schéma limiteru v tokamaku [7]



Obrázek 8.6 Divertor ohřátý na teplotu vyšší než 1000° [7]

Obrázek 8.7 Toroidální divertor [7]



Obrázek 8.8 Magnetická konfigurace tokamaku s divertorem [7]

9. První stěna [1,2]

Výběr materiálu první stěny - stěny, která skrze magnetické pole „vidí“ či spíše „odolává“ útokům plazmatu, je velmi náročná záležitost. Materiál by měl mít co nejmenší atomové číslo. Čím nižší je totiž atomové číslo, tím nižší jsou ztráty zařetím tohoto prvku, který se jako nečistota může objevit v plazmatu, co nejvyšší bod tání, co nejmenší pohltivost tritia a co největší odolnost vůči působení energetických neutronů.

Koncept plodícího obalu - blanketu (části reaktoru obklopující plazma, přeměňující pohybovou energii produktů termojaderné reakce - neutronů - na teplo a vyrábějící z lithia palivo tritium). Dnes se uvažuje o kombinaci tří materiálů: uhlíku, wolframu, beryllia. Uhlík a beryllium mají oproti wolframu nízká atomová čísla. Uhlík se však relativně snadno rozprašuje a pohlcuje tritium, beryllium je zase toxické, wolfram má vysoký bod tání, ale také vysoké atomové číslo. Zatím se předpokládá, že divertor využije wolframu a uhlíku (či jeho kompozitů) a zbytek komory pokryje beryllium. Nicméně se pro ITER počítá i s variantou „all metal“, tedy celokovovou první stěnou včetně divertoru.

Fúzní neutrony interagují nejen s první stěnou, ale i s obalem a s dalšími strukturami obklopujícími plazma. Poškozují konstrukční materiály. Indukují sekundární radioaktivitu. Ovšem to bude jediná radioaktivita ve fúzní elektrárně, neboť fúzním odpadem bude neškodné helium. Získanou radioaktivitu lze snížit výběrem vhodných materiálů, takže už dnes předpokládáme, že za méně než za sto let po ukončení provozu elektrárny, bude radioaktivita zbytků reaktoru tak nízká, že je bude možné recyklovat. Protože důležitým zdrojem aktivace jsou i malé stopy nečistot v konstrukčních materiálech, a to spíše než jejich hlavní složky, bude při snaze dosáhnout nízké aktivovatelnosti klíčová pečlivá kontrola kvality a čistoty materiálů.

9.1 Technické parametry stěny a chladicího systému [4]

TBM jsou u reaktoru ITER tvořeny jednotlivými moduly na vnějším obvodu toroidu a vzniklé teplo je extrahováno cirkulujícím tlakovým He.

- Teplota vlastního TBM je 500 °C
- Lithium (Breeder Material) je v podobě pebble beds (částice rozměru 0,6 – 1,2 mm) Li_4SiO_4 / Li_2TiO_3 nebo Pb – 15,7 Li (jako kapalným kov, který odtahuje T vně modulu)

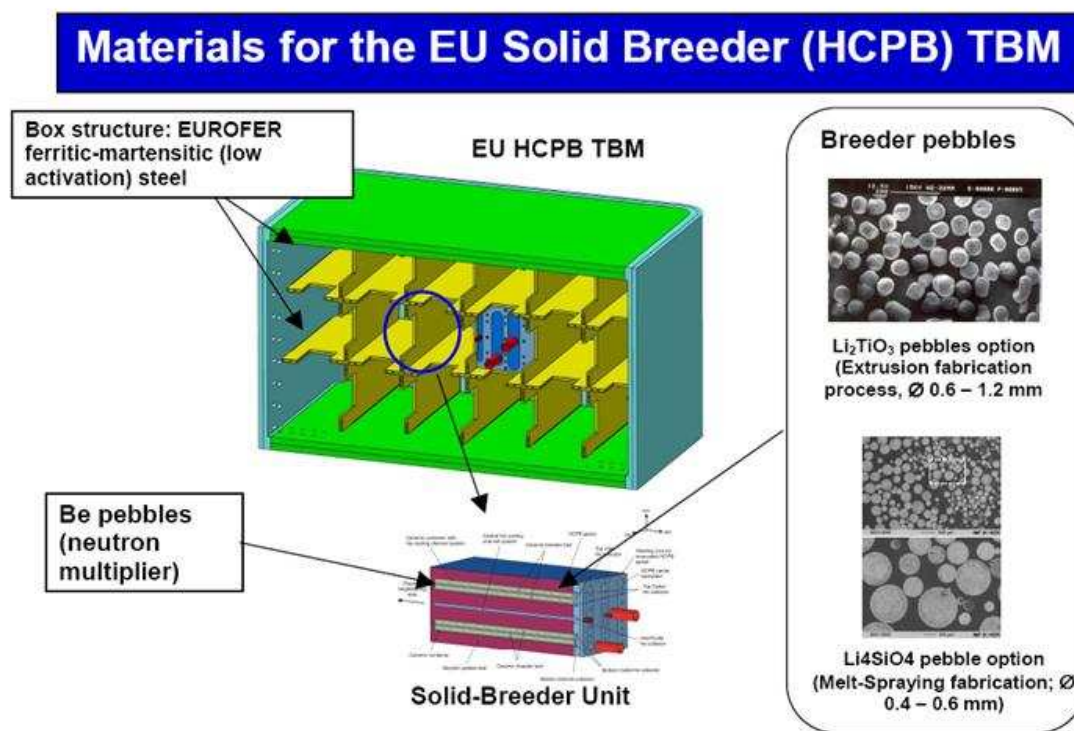
Tepelná zátěž stěn toroidu, TBM a DIVERTORu je: 0,5 - 10 MW/m² (Divertor slouží k odvádění vyrobeného He).

Neutronová radiace (14 MeV) indukuje v oceli teplo 6 W/cm³ (a současně ji radiačně poškozuje).

V současnosti jsou EU připravována dvě experimentální zařízení Test Blanket Modules (TBMs) nazvaná HELOKA (Karsruhe G) a HeFUS 3 (Brasimone I), kde budou testovány TBM ve dvou alternativách:

1. SOLID BREEDER (PB) - množinový modul pracující s tuhými částicemi Li_2TiO_3 (pebbles) rozměrů 0,6 - 1,2 mm (Obr. 9.1).

2. LIQUID BREEDER (LB) - množinový modul pracující s kapalným PB - 17Li. (viz. Příloha č.3). TBM kromě kaset obsahujících Li (Solid-Breeder Units) má část pro odtažení tepla a produktu (Liquid Breeder TBM).

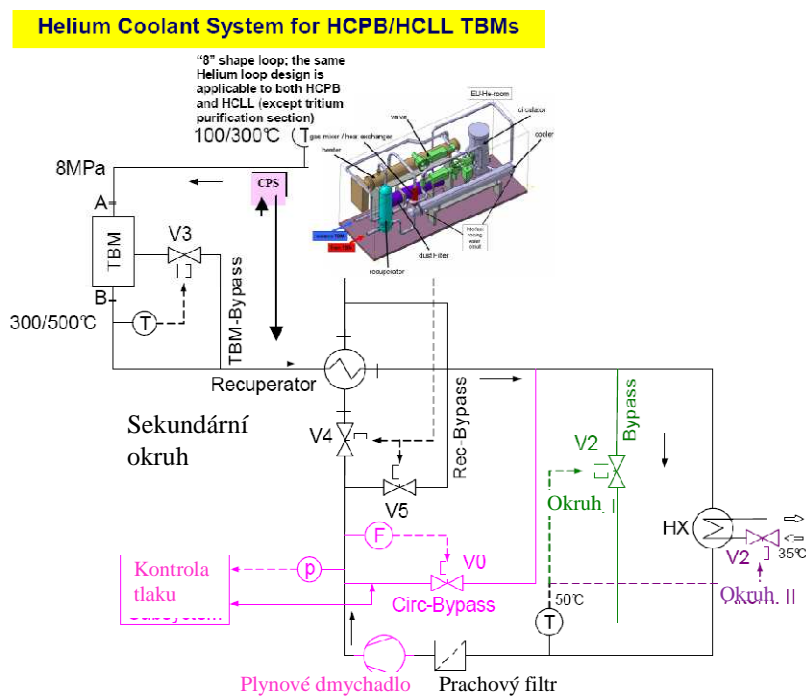


Obrázek 9.1 Materiál pro první stěnu [4]

9.2 CHLAZENÍ TRITIOVÝCH MNOŽIVÝCH MODULŮ [4]

V obou alternativách bude teplo odpovídající 4,8 MeV s teplotní úrovní 500 °C odváděno tlakovým, cirkulujícím He. Důvodem použití He je jeho vysoké měrné teplo $c_p = 5,2$ kJ/(kg K) a současně vysoká tepelná vodivost $\lambda = 14$ W/(m K), které společně s použitým vysokým tlakem 9 MPa zajistí intenzivní přenos tepla.

Vzhledem k vysoké tepelné zátěži jak stěn toroidu tak i divertoru a TBM (až cca 10 MW/m²) je předpokládáno, že největší část tepla bude z reaktoru odtažována tlakovým heliem. Základní uspořádání testovacího Heliového Chladicího Systému TBMs (Obr. 9.2).



Obrázek 9.2 Heliový chladicí systém TBM [4]

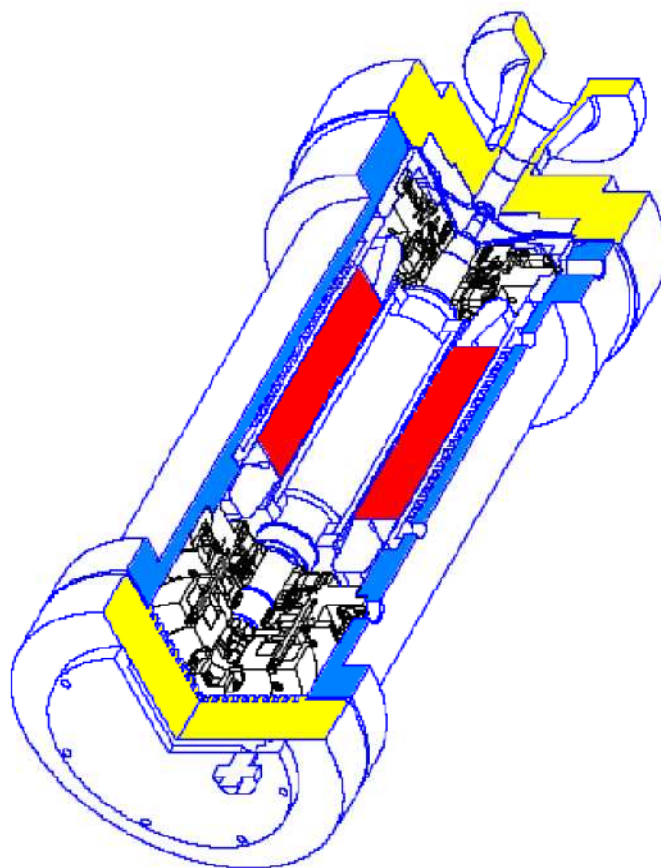
Gas Compressor - koncepce He kompresoru (cirkulátoru) je volena tak, aby odpovídala požadavkům budoucí DEMO, respektive Komerční verze elektrárenského modulu.

Požadavky kterým musí CÍRKULÁTOR odpovídat:

- Tlaková odolnost 11 MPa
- Heliová těsnost
- Vysoká účinnost
- Vysoká životnost
- Odolnost radioaktivitě a neutronovému záření
- Minimální absorpce Tritia

Těmto požadavkům odpovídá polohermetické provedení TurboCirkulátoru ATEKO využívající komponenty:

- Vestavěný vysokootáčkový asynchronní motor s plným ocelovým rotorem a kombinovaným chlazením statoru vodou a rotoru heliem.
- Magnetická ložiska se záložním zdrojem elektřiny pro případné dojetí stroje při poruše elektro napájení a havarijní keramická ložiska pro dojetí v případě totálního selhání systému ložisek respektive překročení jejich únosnosti.
- Demontovatelné spoje těsněné pomocí kovových prstenců (pro zajištění těsnosti).
- Řízení výkonnosti změnou otáček TC frekvenčním měničem. Uspořádání TurboCirkulátoru ATEKO (Obr. 9.3).



Obrázek 9.3 TurboCirkulátor ATEKO [4]

Parametry TurboCirkulátoru:

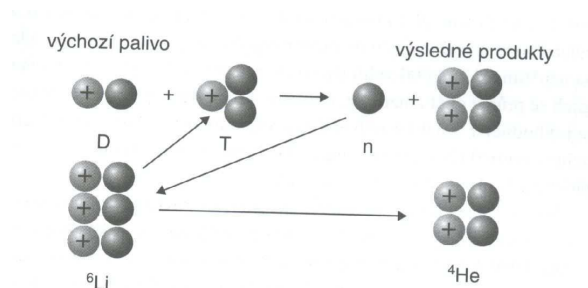
Pracovní medium: Helium
 Vstupní tlak: 8 MPa
 Výstupní tlak: 10 MPa
 Dopravované množství He: 1.4 kg/s
 Příkon TC: 215 kWe
 Pracovní otáčky: 40 000 ot/min
 Průměr oběžného kola: 185 mm
 Rozměry TC průměr: 480 mm
 délka: 820 mm
 Materiál tělesa TC: AISI 304 (nerezavějící ocel)

Průtok 1.4 kg/s odpovídá podmínkám testování tritiových modulů. Příkon našeho TC je 233 kW a stávající "limit" turbostrojů na magnetických ložiskách jsou desítky MW, takže TC stroje nemusí být omezujícím faktorem. Současný stav TC je takový, že probíhají zkoušky a úpravy. Vše bude dokončeno v polovině roku.

10. Palivo ITERu [1,2,4,7]

ITER bude prvním reaktorem jehož vstupní surovinou (palivem) bude deuterium a tritium, výsledným produktem elektrina a helium. Bude vybaven: Tritiovými Množivými Moduly Tritium Blankets (Breeding) Modules (TBM).

Reaktor jaderné fúze společně TBM pracuje dle schématu (Obr. 10.1).



Obrázek 10.1 Slučováním deuteria a tritia vzniknou neutrony a helium [4]

Respektive (Tab. 3):

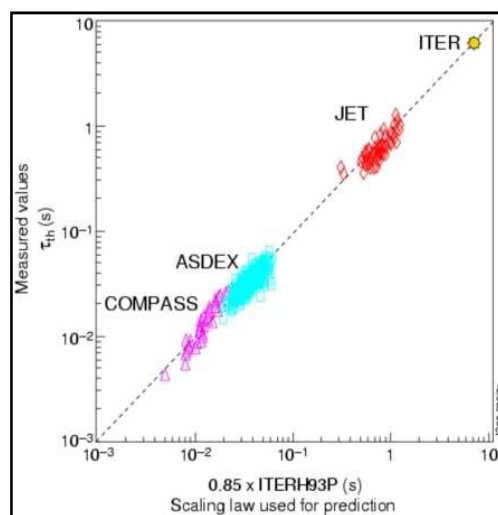
$T + D \rightarrow 4\text{He} + n + 17.6 \text{ MeV}$
$n + {}^6\text{Li} \rightarrow 4\text{He} + T + 4.8 \text{ MeV}$
$D + {}^6\text{Li} \rightarrow 2.4\text{He} + 22.4 \text{ MeV}$
Tabulka 3 Pracovní proces v TBM [4]

Výroba paliva včetně jeho skladování - izotopů vodíku: deuteriem a tritiem je více méně zvládnutá. Deuterium (oproti „normálnímu“ vodíku 1H má v jádře kromě protonu ještě neutron) lze získat poměrně snadno extrakcí z vody, každý litr vody obsahuje 33 mg deuteria. Deuterium (tvoří přibližně 1/6000 všech vodíkových atomů) může z jednoho litru vody vyprodukovat energii ekvivalentní 330 litrům benzínu; energetickou potřebu České republiky by mohlo deuterium z Máchova jezera krýt po dobu zhruba 100 let. Celosvětové zásoby paliva pro fúzní elektrárny by lidstvu vystačily na desítky miliónů let.

Tritium se tvoří přímo v reaktoru reakcí neutronů - produktů termojaderné reakce s lithiem v tzv. plodícím obalu - blanketu - obklopujícím první (ve směru od plazmatu) stěnu vakuové komory (ozařování lithia neutrony). Lithium je prvek, který se objevuje v zemské kůře (30 ppm), řekách i oceánech.

He je inertní plyn (nereaguje s ostatními sloučeninami a nevytváří molekuly) ani neškodí životnímu prostředí. Fúzní reaktor o výkonu 1000 MW produkuje 250 kg He ročně.

Minimální doba udržení plazmatu (vysoce ionizujícího plynu z deuteria a tritia) se odhaduje na desítky sekund. (Obr. 10.2)



Obrázek 10.2 Doba udržení plazmatu [7]

11. PROJEKT DEMO [1,4,7,9]

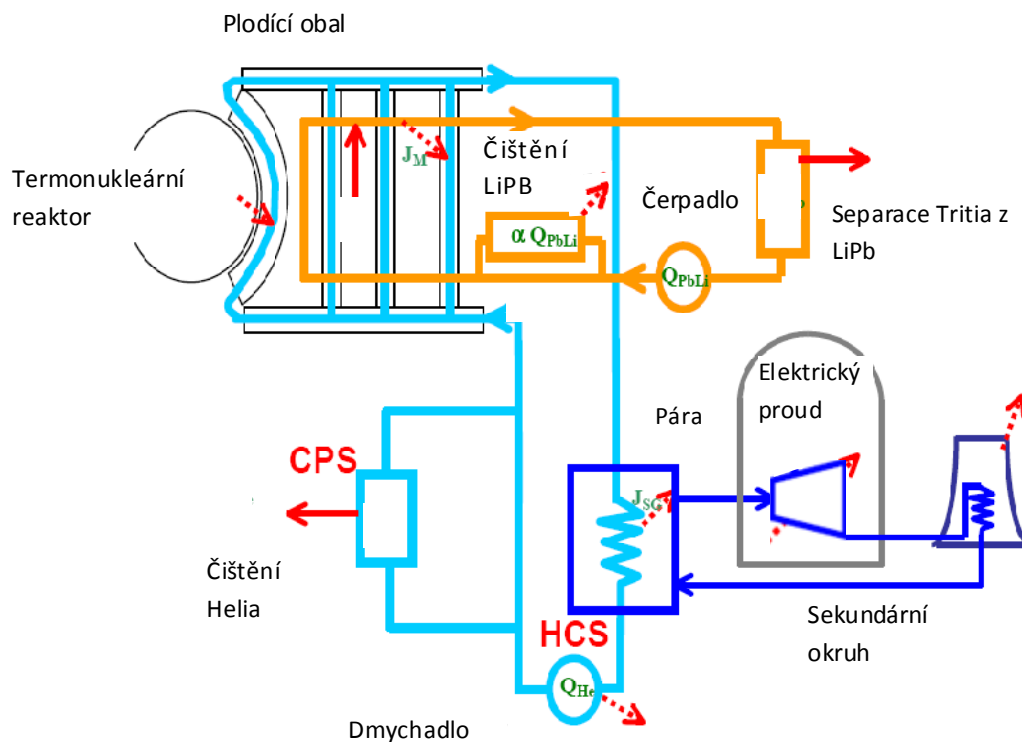
Demonstrační reaktor („DEMO“), který poprvé bude schopen vyrábět významné množství elektřiny a bude, co se týče tritia, soběstačný. Tepelný výkon DEMO technologie bude asi **2 GWt** a tomu odpovídající elektrický výkon bude asi **600 MWe**. Při stabilním výkonu bude Demo dodávat energii přímo do sítě. Produkce tritia se předpokládá 650 g/den a maximální únik do okolí 1 g/rok na celou elektrárnu.

Schema Tritiového množivého modulu s kapalným **LiPb DEMO** (Helium Cooling Liquide Lithium) a souvisejícími okruhy (Obr. 11.1):

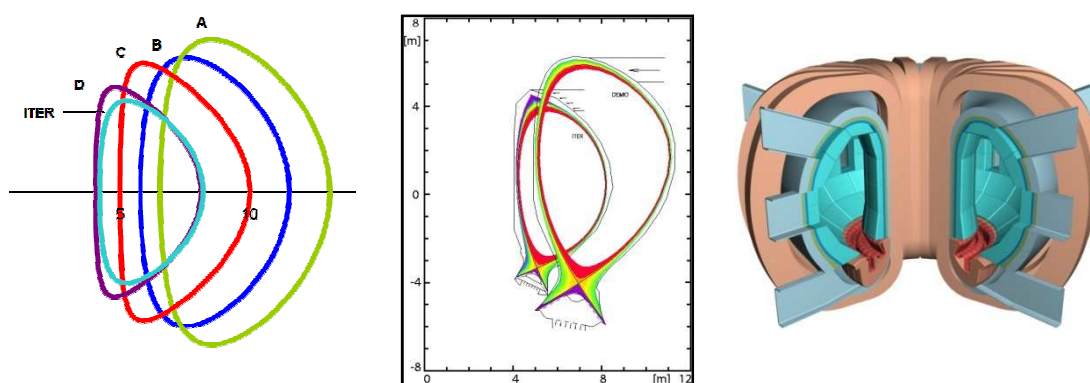
- Extrakce tritia
- He chladicího okruhu
- Sekundární okruh výroby elektřiny
- Čištění helia

Ze schema zařízení DEMO je zřejmé, že veškeré teplo bude z reaktoru odváděno pomocí cirkulujícího helia.

Evropská koncepce fúzní elektrárny DEMO (model C) (Obr. 11.2). Musí dosáhnout stabilní provozu (kontroly hustoty plazmatu), který prokáže možnost trvalého stabilního provozu jako zdroje elektrické energie. Nezbytná je vysoká odolnost proti obrovským neutronovým tokům a velké radiační zátěži. Proto se připravuje i velmi intenzivní program studia jednotlivých komponent blanketu pro produkci tritia z lithia na zařízení ITER. Stavba DEMA se předpokládá kolem roku 2030.



Obrázek 11.1 Schema zařízení DEMO [4]

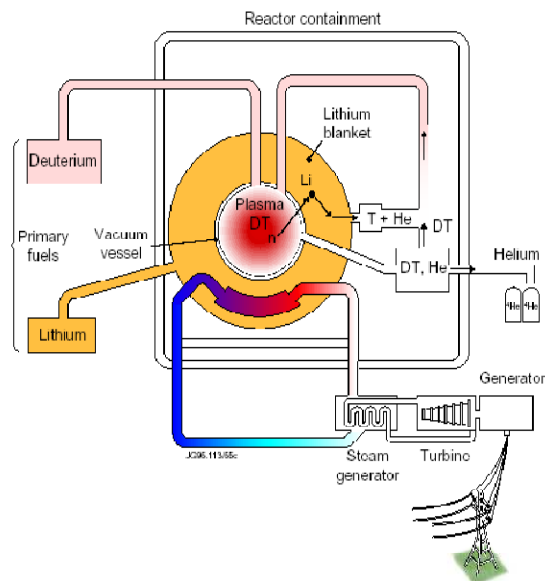


Obrázek 11.2 Porovnání velikosti tokamaků na modelu [7]

12. KOMERČNÍ ELEKTRÁRNA JADERNÉ FÚZE – rok 2050 [2,4]

Předpokládané parametry:

- Výkon 3 - 4 GWe (větší než DEMO)
- Spotřeba paliva $\approx 2 \text{ t}_u \text{ D/rok}$
- Investiční náklady 20 mld EURO
- Produkuje minimální množství radioaktivního odpadu. (Obr. 12.1)

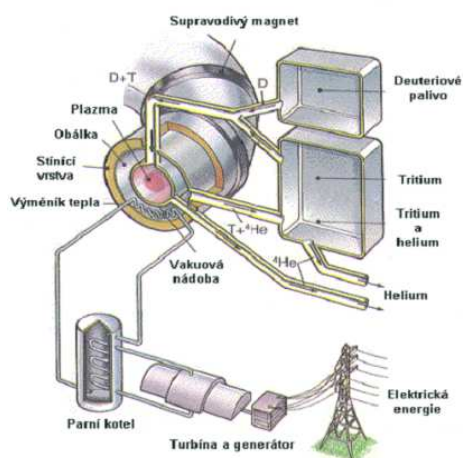


Obrázek 12.1 Schema principu elektrárny [4]

Fúzní reakce uvolňuje neutrony pohybující se vysokou rychlostí. Neutrony nejsou magnetickým polem drženy a narážejí do stěn nádoby. V budoucí fúzní elektrárně rychlé neutrony předají svoji energii chladivu a přemění lithium na tritium.

Ve výměníku, už mimo reaktor, vyrobí horké chladivo páru, která pak pohání parogenerátor jako v klasické elektrárně (uvažuje se i o výrobě vodíku). (Obr. 12.2)

Z ekonomického hlediska se jeví budoucnost termojaderných elektráren o předpokládaných výkonech 3 až 4 GW jako velmi slibná. Do celkové ceny energie se nejvíce promítnou investiční náklady. Ty však budou kompenzovány velmi nízkou cenou paliva a předpokládanou, desítky let dlouhou dobou životnosti elektráren. S přesným vyčíslením nákladů se však musí počkat až na zkušenosti s plánovaným experimentálním reaktorem (tokamak ITER o fúzním výkonu 500 až 700 MW).



Obrázek 12.2 Schéma termojaderné elektrárny [1]

13. Sekundární okruh termojaderné elektrárny [20, 21, 22]

13.1 Základní informace

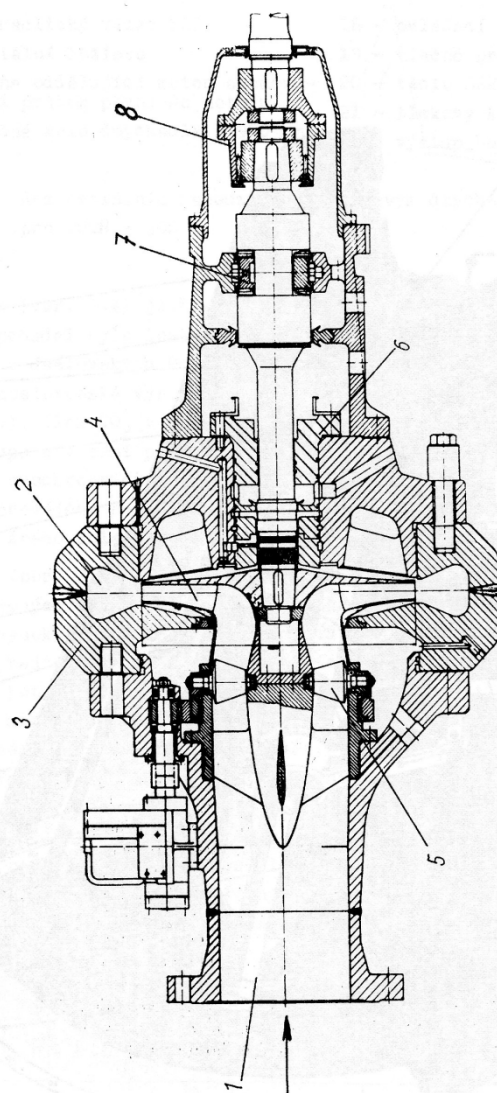
Sekundární okruh představuje soustavu zařízení, jejichž hlavním smyslem je přeměna tepelné energie získané v primárním okruhu na energii mechanickou. Sekundární okruh je konstruován tak, aby dokázal v maximální míře využít možností provozu termojaderného reaktoru.

Turbína je poháněna přehřátou parou o nadkritických parametrech, která vznikne přenosem tepla z primárního okruhu do sekundárního okruhu ve výměníku. V kondenzačním režimu je k turbíně přiváděno 2511 kg/s páry o tlaku 25 MPa. Pára prochází nejdříve vysokotlakým dílem turbíny, kde se entalpie páry mění na mechanickou energii hřídele turbíny (pro výrobu elektrické energie), část energie z turbíny je odvedena do vysokotlakých regeneračních ohříváků a přehříváče páry aby se zvýšila účinnost sekundárního okruhu. A část je odvedena na středotlakou turbínu odsud opět do vysokotlakých regeneračních ohříváků. Za středotlakou částí turbíny se významně zhorší fyzikální vlastnosti páry, neboť část jí zkondenzuje v turbíně. Tato vzniklá vlhkost je z páry odstraněna v zařízení nazvaném separátor - přehříváč, kde je zároveň parou odebranou ještě před vstupem do turbíny ohřátá na mez sytosti. Ze separátoru - přehříváče je pára vedena do nízkotlaké části turbíny, odsud část do nízkotlakých přehříváčů (regenerace). Po průchodu turbínou je pára přiváděna do kondenzátoru. V kondenzátoru je odebíráno výparné teplo páry chladicí vodou z chladících věží. Kondenzát je poté čerpán kondenzačními čerpadly prvního stupně a podáván do kondenzačních čerpadel druhého stupně. Kondenzační čerpadla druhého stupně kondenzát dopraví do systému regeneračního ohřevu z teploty 32,8 °C na cca 350 °C. Mezi nízkotlakým a vysokotlakým regeneračním systémem je voda dopravována hlavním napájecím čerpadlem. Voda prochází tzv. tepelnou úpravou, při níž je v odplynováku zbavena rozpuštěných plynů, zejména kyslíku. Upravený kondenzát je jímán v napájecí nádrži. [viz. příložený dokument č. SB – 241 – 3.2]

13.2 Oběhové dmychadla

Ke zvýšení významu oběhových dmychadel dojde v následujících několika letech právě u vysokoteplotních reaktorů. U plynem chlazených reaktorů se uplatňuje především integrální řešení primárního okruhu, to jest reaktor, parní generátor (v mém případě výměník). I oběhové dmychadla se umísťují do společné tlakové nádoby z předpjatého betonu.

Na obrázku (viz. Obr. 13.1) je znázorněn řez radiálním oběhovým dmychadlem: Vstup plynu (1), výstup plynu (2), skříň dmychadla (3), oběžné kolo (4). Regulace průtoku je prováděna natáčením satorových lopatek, umístěných před výstupem do oběžného kola (5), soubor těsnění hřídele (6), olejem mazané ložisko (7), spojka hřídele dmychadla a elektromotoru (8).



Obrázek 13.1 Oběhové dmychadlo [20]

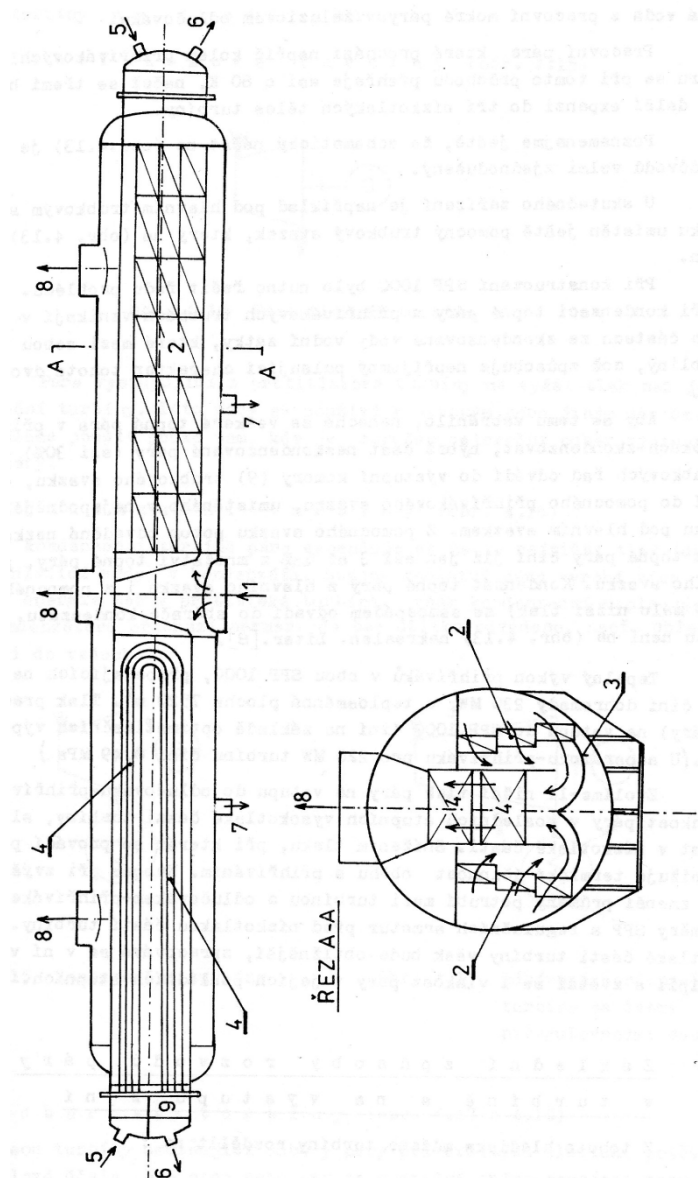
13.3 Odlučováč a přehříváč páry pro turbínu

Bývá též nazýván separátor - přehříváč páry (Obr. 13.2). Mokrá pára po expanzi ve vysokotlaké části turbíny se do SPP přivádí hrdlem (1), ležící uprostřed válcové nádoby, kolmé k podélné ose válcové nádoby.

Mokrá pára která byla přivedena hrdlem (1) se rozdělí na obě strany celkem na čtyři proudy (na každou stranu dva) a proudí kazetami (2) žaluziového odlučovače, umístěnými ve třech partech nad sebou (viz. Řez A-A na Obr.13.2).

Po průchodu žaluziovým odlučováčem se pracovní pára speciálně tvarovanými vodícími plechy (3) zavede zespodu do trubkového přehříváče páry (4), který je tvořen trubkami tvaru U, vytápěnými ostrou admisní párou, přiváděnou hrdly (5), která v trubkách kondenzuje a její kondenzát je odváděn hrdly (6) odlučovaná voda z pracovní mokré páry v žaluziovém odlučováku.

Pracovní pára která prochází napříč kolem přehříváčových trubek (4) vzhůru se při tomto průchodu přehřeje, načež se třemi hrdly (8) odvádí k další expanzi do nízkotlakých těles turbíny. Na obr. vidíme zjednodušený náčrt.



Obrázek 13.2 Zjednodušený schematický řez odlučovákem a přehřívákem páry [20]

13.4 Příslušenství kondenzátoru

Kondenzátní čerpadla (kondenzátky) jsou čerpadla která dopravují kondenzát páry ze sběrače kondenzátu, který se nachází v nejspodnější části kondenzátoru, do nízkotlakých regeneračních výměníků a jimi přes odplynovák, v němž se kondenzát zbavuje zbývajících plynů, až do napájecí nádrže. Z napájecí nádrže potom (hlavního napájecího čerpadla) dále přes vysokotlaké regenerační výměníky až do výměníku dopravuje napájecí vodu napájecí čerpadlo zvané též napáječka.

Máme dvojí kondenzační čerpadla. Jsou to jednak kondenzátní čerpadla prvního stupně, která dopravují kondenzát ze sběračů kondenzátu do blokové úpravní BUK, po čemž následují kondenzátní čerpadla druhého stupně, která teprve dopravují kondenzát dále přes nízkotlaké regenerační výměníky a odplynovák do napájecí nádrže. Toto řešení umožňuje též dimenzovat na nižší tlak tlakové nádoby filtrů blokové úpravní kondenzátu.

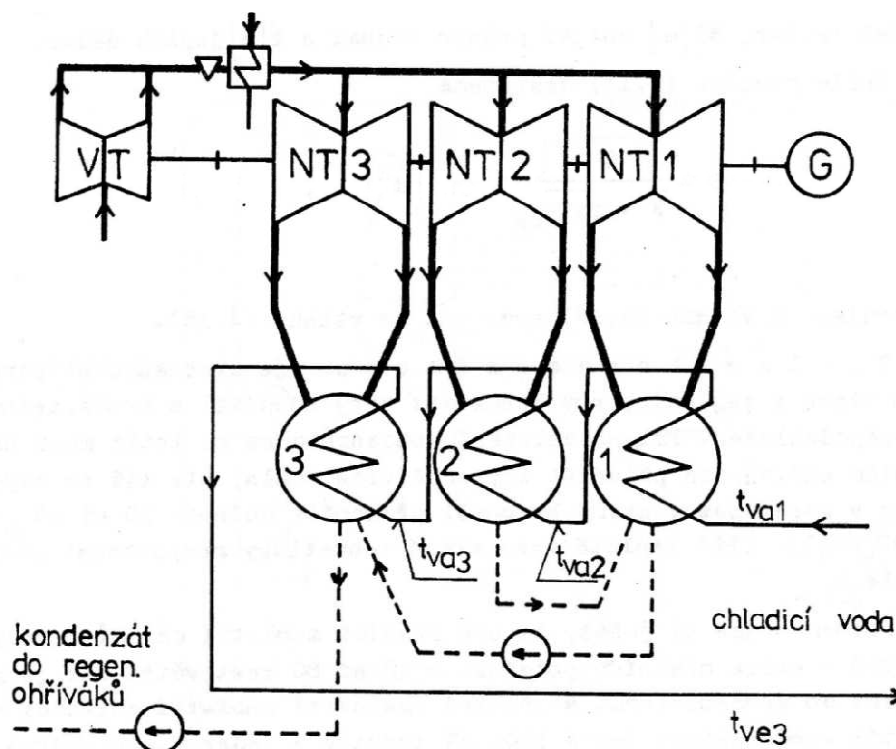
13.5 Kondenzátor

V Kondenzátoru dochází ke kondenzaci páry prošlé nízkotlakým dílem turbíny. Kondenzátor bude tvořen třemi funkčně stejnými díly - jednotlivými kondenzátory, které přísluší ke každému nízkotlakému dílu turbíny.

Kondenzátor je umístěn pod tělesem turbíny, je tvořen ze svazků trubek, které prochází kolmo k ose turbíny. Trubky jsou uloženy v tělese kondenzátoru. To je uloženo na pružinách vyrovnávajících teplotní dilatace. Trubkami kondenzátoru je vedena cirkulační chladicí voda. Voda ochlazuje mimotrubkový chladicí prostor kondenzátoru, do něhož proudí pára z nízkotlakého dílu turbíny.

Povrch trubek tvoří teplosměnnou plochu. Pára vlivem ochlazení kondenzuje a při redukci objemu vytvoří v prostoru kondenzátoru podtlak. Trubky vedoucí chladicí vodou jsou vyrobeny z titanu, který zajišťuje vysokou odolnost vůči korozi.

Na schématu jsou řazeny paralelně kondenzátory. Pára z nízkotlakého tělesa turbíny NT1 vstupuje do první části kondenzátoru 1, pára z nízkotlakého tělesa NT2 do druhé části 2 a pára z nízkotlakého tělesa NT3 do třetí části kondenzátoru 3. Do první části 1 třítlakového kondenzátoru vstupuje chladicí voda o nejnižší teplotě t_{va1} a proto je zde možná kondenzace páry při nejnižší teplotě t_{p1} a tedy i nejnižším tlaku. Do druhé části 2 přichází po průchodu první částí chladicí voda teplejší o teplotě t_{va2} , takže ve druhé části bude probíhat kondenzace při vyšší teplotě t_{p2} a samozřejmě i při vyšším tlaku. Podobně ve třetí části bude kondenzovat pára při ještě vyšší teplotě t_{p3} . (Obr. 13.3)

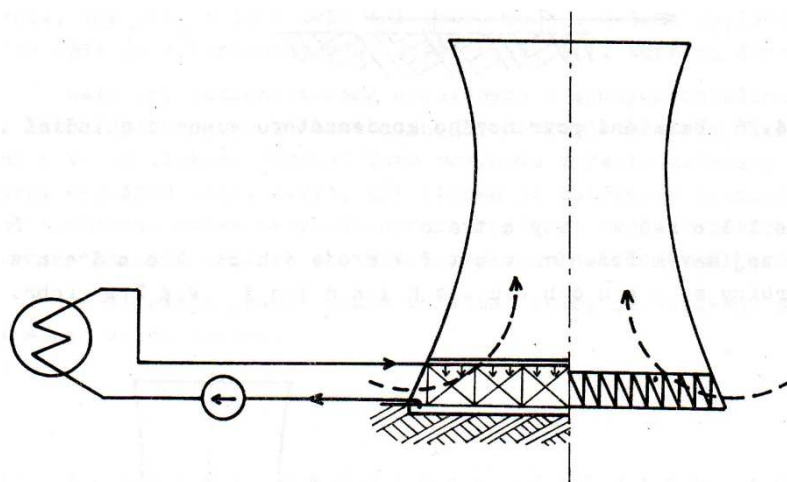


Obrázek 13.3 Řazení třítlakového kondenzátoru [20]

13.6 Chladicí věže

Chladicí voda vstupuje do kondenzátoru, kde odebere výparné teplo páře vystupující z nízkotlaké části turbíny. Oteplená voda je vedena do chladících věží. V chladících

věžích je voda vedena do úrovně zhruba jedné desetiny jejich celkové výšky. Tam s vysokou kinetickou rychlostí vytéká na talířky, rozstřikuje se a padá dolů na systém vestaveb, zvětšující teplosměnnou plochu. Z vestaveb stéká samovolně ochlazená voda do sběrné jímky, tvořící dno chladicí věže. Ze sběrné jímky je pak chladicími čerpadly dopravována zpět do kondenzátoru parní turbíny jako chladicí voda. Vzduch, kterým se voda ochlazuje, proudí zespoda přirozeným komínovým tahem věže vzhůru. K dalšímu ochlazení dochází tak že voda, která se částečně odpařuje, odebírá zbylé vodě teplo. (Obr. 13.4)



Obrázek 13.4 Principiální schéma propojení mokré chladicí věže s kondenzátorem parní turbíny [20]

13.7 Regenerační ohřev napájecí vody

Kromě zvyšování termické účinnosti oběhu (zvyšováním teploty napájecí vody regeneračním ohřevem), projeví se regenerační ohřev příznivě též na zvyšování termodynamické účinnosti turbíny, protože s odběrovou párou se odvádí z turbíny i vlhkost. Dále se též příznivě snižuje množství páry v posledních stupních turbíny tedy i potřebná délka lopatek těchto stupňů.

Na přiloženém dokumentu[viz. č. SB – 241 – 3.2] jsou naznačeny čtyři vysokotlaké přehřívače do nichž jsou zavedeny dva regenerační vstupy z vysokotlaké části turbíny, dva ze středotlaké části a dva z přehřívače páry. Taktéž jsem volil čtyři nízkotlaké přehřívače do níž je zaveden regenerační ohřev z nízkotlaké turbíny, celkem čtyři vstupy. U zvolených ohříváků se kondenzát topné páry kaskáduje (přepouští) do ohříváků sousedních s nižším tlakem topné páry a do odplynováku, na konci nízkotlaké části je odveden všechen kondenzát topné páry. Dopravuje se podávacím čerpadlem do hlavního napájecího potrubí. Kde se smíchá s ochlazenou vodou kondenzátoru a přes čerpadla podávací (0,002 MPa) do nízkotlakých regeneračních ohříváků, potom pokračuje do odplynováku. Odplyněná voda se shromažďuje v napájecí nádrži a z napájecí nádrže je hlavním napájecím čerpadlem (hmotnostní průtok 2510,6 kg/s a tlak 25 MPa) přes vysokotlaké ohříváče vháněna do výměníku (konečná teplota napájecí vody je 350°C při tlaku 25 MPa). Schéma vysokotlakého ohříváku a nízkotlakého ohříváku [viz. Příloha č.4 a č. 5].

13.8 Napájecí nádrž

Plní hned několik úkolů:

- Vytvoření zásoby kondenzátu pro práci systému napájení výměníku.

- Odplynění kondenzátu.
- Vytvoření tlaku potřebného pro práci napájecích čerpadel.

Zařízení tvoří vlastní napájecí nádrž, což je horizontální tlaková nádoba sloužící jako zásobník vody s vnitřní vestavbou pro ohřev v ní obsažené napájecí vody. Nádrž se umísťuje v horní části strojovny zhruba ve výšce 30 metrů. Díky tomu napájecí voda vytváří dostatečný tlak na sání podávacích čerpadel napájecího systému. Na nádrž navazují čtyři horizontální odplyňovače. To jsou tlakové nádoby uložené na napájecí nádrži, spojené s ní vždy dvěma spojkami, které zajišťují vzájemnou výměnu parní a kapalně fáze. Kondenzát je z kondenzátoru přiváděn přes nízkotlakou regeneraci do odplyňovačů, kde dojde k odloučení rozpouštěných plynů, zejména nežádoucího kyslíku. Poté spojkami stéká do napájecí nádrže a uvnitř je ohříván. Odtud je podáván na sání napájecího systému.

13.9 Napájecí čerpadla

Napájecích čerpadel musí být u každého bloku termojaderné elektrárny několik, aby při výpadku kteréhokoliv z nich stačila ostatní čerpadla dodávat jmenovité množství sekundární napájecí vody pro všechny výměníky daného bloku. Je taky zapotřebí, aby pohony napáječek byly z různých zdrojů, například některé poháněné parními turbínami a jiné elektromotory. Tam kde jsou všechny napáječky poháněné elektromotory mají být napájeny alespoň ze dvou na sobě nezávislých elektrických sítí.

13.10 Turbína

Cílem je vytvoření 700 ° C demonstračních klasických elektráren a zavedení této technologie na trh do roku 2014 s budoucí aplikací u termojaderných elektráren. (Obr. 13.5) a [viz. Příloha č. 5.1]

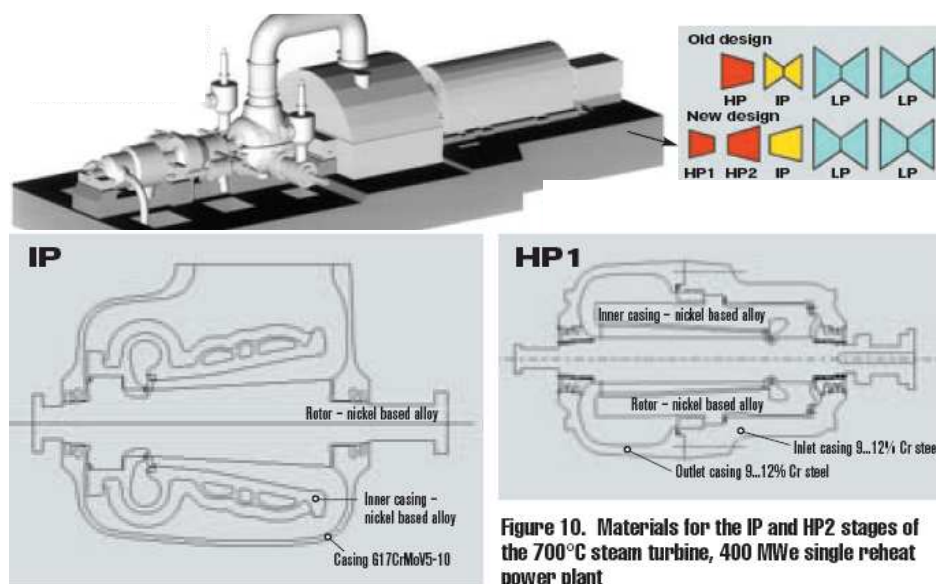


Figure 10. Materials for the IP and HP2 stages of the 700°C steam turbine, 400 MWe single reheat power plant

Obrázek 13.5 Koncepce turbíny s nadkritickými parametry Siemens [22]



Průměr na konci lopatky 1900 mm
Délka lopatky 1400 mm (55")
Rychlost na konci lopatky 750 m / s ($\sim Ma = 2,0$)
Tlak 35,0 MPa / 700 °C parní turbíny

Obrázek 13.6
Lopatka turbíny [22]

14. Výpočet termické účinnosti v závislosti na změně teploty v primárním okruhu v rozmezí 500-650 °C.

Zadané hodnoty:

množství páry před kondenzátorem	m_{pk}	969,2	[kg/s]
entalpie páry při 0,005 MPa a 33,1 °C	i_{pk}	2561	[kJ/kg]
množství napájecí vody za kondenzátoru	m_{nvl}	963,2	[kg/s]
měrná tepelná kapacita [tab. Vlastnosti vody na dolní mezní křivce při teplotě 32,8 °C]	c_p	4,179	[kJ/(kg·K)]
teplota v kondenzátoru při 0,005 MPa	t_k	32,8	[°C]
množství páry	m_p	2518,6	[kg/s]
množství napájecí vody	m_{nv}	2518,6	[kg/s]

Tabulka 4 Zadané hodnoty [17]

t	[°C]
t _{p1}	500
t _{p2}	510
t _{p3}	520
t _{p4}	535
t _{p5}	550
t _{p6}	565
t _{p7}	580
t _{p8}	600
t _{p9}	615
t _{p10}	630
t _{p11}	650

Tabulka 5 Zadané teploty

i _p	[kJ/kg]
i _{p1}	3164
i _{p2}	3201
i _{p3}	3236
i _{p4}	3287
i _{p5}	3337
i _{p6}	3384
i _{p7}	3430
i _{p8}	3490
i _{p9}	3534
i _{p10}	3578
i _{p11}	3635

Tabulka 6 Zadané entalpie k daným teplotám [18]

Obecné výtahy:

Výpočet entalpie podle programu EES interpolací

$$\frac{t_x - t_{x-1}}{t_{x+1} - t_{x-1}} = \frac{i_x - i_{x-1}}{i_{x+1} - i_{x-1}} \Rightarrow$$

$$i_x = \frac{t_x - t_{x-1}}{t_{x+1} - t_{x-1}} * (i_{x+1} - i_{x-1}) + i_{x-1} \quad (1) \quad [\text{kJ/kg}]$$

Výpočet vyrobeného tepla

$$\begin{aligned} \dot{Q}_p &= \dot{m} * c_p * (t_1 - t_2) \Rightarrow \\ \dot{Q}_p &= \dot{m}_p * i_p - \dot{m}_{nv} * i_{nv} \end{aligned} \quad (2) \quad [\text{kJ/s}]$$

Výpočet ztrát v kondenzátoru

$$\begin{aligned} \dot{Q}_k &= \dot{m} * c_p * (t_1 - t_2) \Rightarrow \\ \dot{Q}_k &= \dot{m}_{pk} * i_{pk} - \dot{m}_{nv1} * c_p * t_k \end{aligned} \quad (3) \quad [\text{KJ/s}]$$

Výpočet termické účinnosti

$$\eta_c = 1 - \frac{\dot{Q}_k}{\dot{Q}_p} \quad (4) \quad [1]$$

14.1 Výpočet vyrobeného tepla

Entalpie vody při 350 °C a tlaku 25 MPa, vypočteno v programu EES
i_{nv}=1623 kJ/kg

$$\dot{Q}_p = \dot{m}_p * i_p - \dot{m}_{nv} * i_{nv} \quad (2) \quad [\text{kJ/s}]$$

1	přívod tepla	3881162,6	[kJ/s]
2	přívod tepla	3974350,8	[kJ/s]
3	přívod tepla	4062501,8	[kJ/s]
4	přívod tepla	4190950,4	[kJ/s]
5	přívod tepla	4316880,4	[kJ/s]
6	přívod tepla	4435254,6	[kJ/s]
7	přívod tepla	4551110,2	[kJ/s]
8	přívod tepla	4702226,2	[kJ/s]
9	přívod tepla	4813044,6	[kJ/s]
10	přívod tepla	4923863	[kJ/s]
11	přívod tepla	5067423,2	[kJ/s]

Tabulka 7 Výpočet vyrobeného tepla

14.2 Výpočet ztrát v kondenzátoru

Entalpie páry při teplotě 33,1 °C a tlaku 0,005 MPa, vypočteno v programu EES.

$i_{pk} = 2561$ kJ/kg

Měrná tepelná kapacita při teplotě 32,8 °C a tlaku 0,005 MPa, vypočteno v programu EES. $c_p = 4,18$ kJ/(kg*K)

$$\dot{Q}_k = \dot{m}_{pk} * i_{pk} - \dot{m}_{nv1} * c_p * t_k \quad (3) \quad [\text{kJ/s}]$$

1	ztráty tepla v kondenzátoru	2350094,2	[kJ/s]
---	-----------------------------	-----------	--------

Tabulka 8 Výpočet ztrát v kondenzátoru

14.3 Výpočet termické účinnosti

$$\eta_c = 1 - \frac{\dot{Q}_k}{\dot{Q}_p} \quad (4) \quad [1]$$

1	účinnost termická	0,39	[1]
2	účinnost termická	0,41	[1]
3	účinnost termická	0,42	[1]
4	účinnost termická	0,44	[1]
5	účinnost termická	0,46	[1]
6	účinnost termická	0,47	[1]
7	účinnost termická	0,48	[1]
8	účinnost termická	0,50	[1]
9	účinnost termická	0,51	[1]
10	účinnost termická	0,52	[1]
11	účinnost termická	0,54	[1]

Tabulka 9 Výpočet termické účinnosti

Graf: Závislosti termické účinnosti na teplotě v primárním oběhu (Obr.14.2).



Obrázek 14.1 Graf účinnosti

15. Závěr

Jednou z největších výhod termojaderné fúze je fakt, že palivo pro fúzní reakci je dostupné doslova na každém kroku. Palivem budou izotopy vodíku deuterium a tritium jejichž výroba je více méně zvládnutá. Deuterium lze získat poměrně snadno extrakcí z vody. Tritium se tvoří přímo v reaktoru reakcí neutronů - produktů termojaderné reakce - s lithiem v tzv. plodícím obalu. Jediné radioaktivní palivo, které bude potřeba dovést do elektrárny, bude malé množství tritia (v několika litrech) potřebné pro „nastartování“ termonukleární kampaně. Lithium je prvek, který se objevuje v zemské kůře (30 ppm), řekách i oceánech. Jako produkt termonukleární reakce bude helium, které je neškodné životnímu prostředí a dá se dále využít.

Další výhodou oproti štěpné reakci v jaderných elektrárnách je, že nevzniká téměř žádný radioaktivní odpad. Produkce radioaktivního tritia se předpokládá 650 [g/den] a maximální únik do okolí 1 [g/rok] na celou elektrárnu. Navíc jsou fúzní elektrárny maximálně bezpečné, protože při jakékoliv havárii dojde k přerušení fúzní reakce vlivem snížení teploty v reaktoru působením vnějšího prostředí. To znamená, že se nevytváří ani radioaktivní tritium v plodícím obalu reaktoru. Slučování lehkých jader je mnohem účinnější než štěpení jader těžkých, protože uvolněná vazbová energie nukleonů v jádře při jaderné reakci je mnohem větší u fúzní reakce.

Termojaderná fúze se vyvíjí dvěma směry na inerciální a magnetické udržení. Inerciální fúze je dodnes vyvíjena kvůli tomu, že vytváří vynikající obdobu exploze jaderné zbraně, ovšem na malém rozsahu. Proto může poskytnout simulační stav pro vyzkoušení odolnosti vybavení bez potřeby jaderného testu. Stále více je tento zájem doplněn výzkumem pro jeho použití při získávání energie. Největším experimentem na světě je NIF (National Ignition Facility). Jedná se o největší laserový systém na světě, který se pokusí o zapálení jaderné reakce. Co se týče inerciálního udržení, tak největší předností je, že nejsložitější zařízení laser je daleko od komory a není tak vystaven vysokým tlakům a teplotám. A že samotná interakční komora bude relativně jednoduchá. Přesto představa výroby elektrické energie pomocí inerciální fúze je poněkud vzdálená.

Mnohem blíže k úspěchu je magnetické udržení pomocí tokamaku. Největším projektem, který je předzvěstí velkého třesku v oblasti termojaderné energetiky je výstavba reaktoru Iter. Na který navazuje projekt Demo, ten by měl jako první dodávat do sítě elektrickou energii. U těchto projektů je třeba řešit řadu technických problémů jako je třeba výběr materiálu první stěny od plazmatu. Dnes máme předloženy dvě možnosti první stěny a to, že divertor využije wolframu a uhlíku (či jeho kompozitů) a zbytek komory pokryje beryllium. Nebo varianta „all metal“, tedy celokovovou první stěnou včetně divertoru. Co se týče technických parametrů stěn tak se aktuálně chystají dvě experimentální zařízení Test Blanket Modules (TBMs), kde budou testovány TBM ve dvou alternativách: 1. SOLID BREEDER (PB) - množinový modul pracující s tuhými částicemi Li_2TiO_3 . 2. LIQUID BREEDER (LB) - množinový modul pracující s kapalným PB - ^{17}Li . Obě tyto varianty využívají chlazení tritiových množinových modulů pomocí tlakového helia, které je použito především díky velmi dobrým tepelným vlastnostem.

Podle aktuálních informací byly zahájeny první stavební práce na ITERu. Začíná se vyvíjet a připravovat výroba potřebných komponent. Ale ani tento velký projekt se neobejde bez problémů, které se týkají hlavně financování. I zpoždění projektu narůstá,

takže v současnosti se předpokládá spuštění zhruba v roce 2018. Prvních deset let bude věnováno fyzikálním problémům. Druhá fáze, trvající rovněž deset let, bude věnována technologii, testování součástí a materiálu.

Přibližně v roce 2034 se ITER rozebere a některé jeho části se využijí k výstavbě demonstračního reaktoru DEMO. U Dema se předpokládá výkon 2 GW. Cílem projektu, je zajistit kvazistacionární provoz (samovolné hoření a kontrola hustoty plazmatu), který dosáhne stabilního zdroje elektrické energie. Pokud finanční zdroje a politická podpora se budou i nadále podílet na těchto projektech měly by první komerční elektrárny vyrůst kolem roku 2050. Jejich výkon by měl odpovídat 3 - 4 GWe spotřeba paliva $\approx 2 \text{ t}_D/\text{rok}$ a investiční náklady okolo 20 mld EURO.

Při výpočtu termické účinnosti v závislosti na změně teploty v primárním okruhu v rozmezí 500 - 650 °C celkem logicky vyplynulo, že se zvyšující teplotou poroste účinnost. Při předpokládané teplotě přehřáté páry na výstupu z výměníku 600 °C bude tepelná účinnost celého oběhu 50 %.

Vzhledem k předchozím informacím o termojaderných reaktorech navrhuji sekundární tepelný oběh s nadkritickými parametry, který se skládá ze dvou okruhů, jejichž tepelný výkon je $2 \times 3989,4 \text{ MWt}$ a výkon elektrický je 1739,4 MWe, okruh pracuje s účinností 41 %. Co se týče primárního okruhu, vycházím z projektu DEMO který by měl odpovídat komerčním elektrárnám. Schéma tepelného okruhu [viz. příložený dokument č. SB - 241 - 3.2].

V poslední části mé práce přicházím s početním porovnáním dvou různých výměníků pro termojadernou elektrárnu, které by mohly být teoreticky použity. Z hlediska minimalizace nákladů volím koncepci výměníku, který pracuje s teplotami sekundárního okruhu ohřáté a vratné vody 510/350 °C, teplota ohřátého a vratného helia chladicího systému primárního okruhu 717/540 °C. V navrženém výměníku je helium rozděleno do pěti sekcí a obtéká trubky sekundárního okruhu s vodou rovněž rozdělených v pěti sekcích. Výměník má tyto parametry: ocelové trubku s vnějším průměrem $D = 44,5 \text{ mm}$ a tloušťkou stěny $t_t = 2,5 \text{ mm}$. Teplosměnná plocha je tvořena svazkem 2300 trubek v 140 řadách. Průtočná plocha výměníku je $3,6 \text{ m}^2$. V této variantě vyšel celkový počet výměníku na čtyři na rozdíl od druhé varianty, kde vyšel počet na 15 stejně velkých výměníku jako v první variantě. Rozdíl počtu výměníku v obou variantách je způsoben rozdílným postupem tepla.

16. Literatura:

- 1 Evropská komise: Výzkum fúze – Volba energie pro budoucnost Evropy
www.efda.org/multimedia/downloads/brochures/fusion_research_czech.pdf
- 2 Milan Řípa, Vladimír Weinzettl, Jan Mlynář, František Žáček: Řízená termojaderná syntéza pro každého, Praha 2005,
www.cez.cz/edee/content/file/vzdelavani/termojaderna_synteza.pdf
- 3 Štěpán Bořil: Termojaderná fúze, 2008,
files.stepanboril.webnode.cz/200000626-11b3c12ad7/Termojaderna_fuze.pdf
- 4 Pavel Schustr: FÚZE – ENERGIE BUDOUCNOSTI, Listopad 2007, Podklady pro přednášku, ATEKO a.s.
www.ateko.cz/editor/image/novinky/soubor1_cz_30.pdf
- 5 Johan Hornof,: TOKAMAKY, prezentace, johan.hornof.net/doc/tokamaky.pdf
- 6 Lukáš Paluzga, Pavla Nikolovová, Michal Franta: Úvod do termonukleární fúze, 2002, prezentace fyzsem.fjfi.cvut.cz/2002-2003/Zima02/doprovod/uvoddofuze.ppt
- 7 Jan Stöckel: Fyzika plazmatu a termojaderné slučování, jihočeská universita 6.12.2006, Ústav fyziky plazmatu AV,ČR, Praha
www.pf.jcu.cz/stru/katedry/fyz/download/stockel_20060612.pps
- 8 European fision development agreement: Fusion-Power for Future Generations, CD-Rom.
- 9 Vladimír Wagner: Kdy se bude jaderná fúze využívat pro výrobu energie?, časopis: OSEL (Objective Source E- Learning), 03.12.2008 v 02:51,
www.osel.cz/index.php?clanek=4120
- 10 PETR KULHÁNEK: Teorie plazmatu, PRAHA 2008, FJFI ČVUT
www.aldebaran.cz/studium/fpla.pdf
- 12 FyzVII_2pol_01- prezentace
- 13 Jitka Brabcová a Zdeněk Vondráček: Termonukleární fúze,
fyzsem.fjfi.cvut.cz/2006-2007/Zima06/doprovod/fuze.ppt
- 14 Mohamed Sawan, Status of the ITER Project and Neutronics Activities, Fusion Technology Institute, The University of Wisconsin-Madison, CSEWG Meeting, BNL, November 6-7, 2006
www.nndc.bnl.gov/meetings/csewgusndp2006/Tuesday/CSEWG/ITER-Sawan-CSEWG.pdf
- 15 A. Polevoi, A. Loarte, A. Kukushkin, W. Houlberg, S. Maruyama, D. Campbell, V. Chuyanov: Assessment of Drift Loss in ITER with Pellet Fuelling and ELM Pace Making, ITER Organization, Cadarache, France
eps2008.iesl.forth.gr/downloads/fueling/Polevoi_FW.ppt
- 16 National ignition facility & photon science, <https://lasers.llnl.gov/>
- 17 Zdeněk Kadlec: Termomechanika- návody do cvicení, Ostrava 12.6.2001,
www1.vsb.cz/ke/Termo
- 18 Program: Engineering Equation Solver

- 19** Vojtěch Ullmann: Jaderná a radiační fyzika. 1.3 . Jaderné reakce
astronuklfyzika.cz/JadRadFyzika3.htm
- 20** Radko Hejzlar: Stroje a zařízení jaderných elektráren. ČVUT v Praze, 2005.
211 stran, ISBN 80-01-031 89-6
- 21** Simulační program jaderné elektrárny Temelin-primární okruh. ČEZ Praha,
2002
- 22** www.vsb.cz/ke/vyuka/

DALŠÍ ADRESY:

http://cs.wikipedia.org/wiki/Termonukleární_reakce
<http://www.ipp.cas.cz/Tokamak/cz>
http://ec.europa.eu/research/energy/fu/article_1122_en.htm
<http://www.efda.org>
<http://www.jet.efda.org>
<http://www.iter.org>
<http://www.fusion-eur.org>
<http://www.euroforum.org>
<http://www-fusion-magnetique.cea.fr/> - Informační web o magnetické fúzi
<http://www.toodlepip.com/tokamak/gallery-int.htm> – Fotografie tokamaků
<http://www.ipp.mpg.de/ippcms/eng/for/projekte/asdex/index.htm> 1 – ASDEX
<http://www-fusion-magnetique.cea.fr/gb/cea/ts/ts.htm> – TORE SUPRA
<http://www.knfp.net/english/index1.htm> 1 – KSTAR Homepage
<http://www-jt60.naka.jaea.go.jp/> – Oficiální web japonského projektu JT-60
https://diii-d.gat.com/diii-d_global/simulation/jstar/ – Java aplikace simulující fúzi

NĚKTERÉ VELIČINY A POJMY POPISUJÍCÍ PLAZMA

Bohmova difúze zatímco koeficient klasické difúze je úměrný B^{-2} , je koeficient Bohmovy difúze úměrný B^{-1} (slabší závislost na magnetickém poli)

Breakeven energetické vyrovnaní ($Q = 1$), kdy fúzní výkon je rovný energii dodávané zvnějšku na ohřev plazmatu

Culham Science Centrum Vědecké středisko v Culham, Spojené království, s tokamakem JET

Cyklotronní frekvence (frekvence rotace nabitých částic kolem směru magnetického siločáry) $\omega_c = q \cdot B / m$, kde q – absolutní hodnota náboje, B – magnetická indukce, m – hmotnost částice

Divertor takové uspořádání magnetického pole, které samo ohraničuje průřez plazmatického sloupce vhodným odchýlením magnetických siločar na okraji plazmatu (srovnej s limiterem); stejný název se používá i pro oblast, ve které odchýlené magnetické pole vyvádí částice a energii plazmatu na stěnu komory

Doba udržení energie plazmatu τ_E – poměr energie plazmatu a výkonu, který je nutno dodávat zvenčí, aby energie neklesla; nebo jinak – doba, za kterou energie plazmatu po vypnutí příkonu (ohřevu) klesne na hodnotu τ_E / e ($\approx 1/3$ původní hodnoty).

Dolní hybridní frekvence pro hustoty plazmatu obvyklé v tokamacích $\omega_d = (\omega_{ce} \omega_{ci})^{1/2}$, kde index i , respektive e označuje ionty, respektive elektrony

H-mode režim zlepšeného udržení charakterizovaný skokovou změnou hustoty a teploty na hranici plazmatu

Horní hybridní frekvence $\omega_h = (\omega_{ce}^2 + \omega_{ci}^2)^{1/2}$, kde index i , respektive e označuje ionty, respektive elektrony

Ignition zapálení: okamžik, kdy fúzní plazma je energeticky soběstačné díky vnitřnímu ohřevu produkty reakce

Lawsonovo kritérium kritérium ziskového termojaderného reaktoru **Limiter** zařízení ohraničující průřez plazmatu (dříve ohraničovala clona) a soustřeďující proud částic a tepla na přesně určené místo. Vyráběn původně z wolframu či molybdenu používá spíše uhlík. Limiter a divertor mají podobné funkce.

pinch effect stlačení plazmatu působením dostředivé radiální síly pocházející od azimutálního magnetického pole podélného proudu

Plazmová frekvence (na elektrony vychýlené v plazmatu oproti iontovému pozadí působí přitažlivá Coulombova síla, která v souboji se setrvačností způsobí oscilace elektronů; frekvence těchto kmitů, řádově GHz, se nazývá plazmová frekvence): $\omega_p = (n_0 e^2 / \epsilon_0 m)^{1/2}$, kde n_0 – hustota plazmatu, e , resp. m – náboj, resp. hmotnost elektronu, ϵ_0 – dielektrická konstanta vakua

Q fúzní výkon/příkon do plazmatu

Lotronní frekvence rotace nabitě částice kolem siločáry magnetického pole

Hybridní frekvence kombinace dvou charakteristických frekvencí plazmatu

scaling laws (škálovací vztahy) empirické (tj. odvozené ze zkušeností získaných na mnoha experimentálních zařízeních) vztahy mezi důležitými parametry plazmatu (jako je doba udržení energie) a technickými parametry fúzního zařízení (velikost, intenzita magnetického pole, výkon ohřevu atd.). (viz graf na str. 37)

Separatrix hraniční magnetická plocha oddělující uzavřené a otevřené magnetické plochy v oblasti divertoru (viz obrázek na str. 32).

SOC Scrape Off Layer oblast těsně za hranicí sloupce plazmatu (tj. vně separatrix), ve které částice a energie tečou podél magnetických siločar na limiter nebo divertor (viz obrázek na str. 32)

17. Seznam příloh

<u>Příloha č. 1:</u>	Obrázek 17.1 Popis částí Iteru [1]
<u>Příloha č. 2:</u>	Obrázek 17.2 Popis částí Iteru [1]
<u>Příloha č. 3:</u>	Obrázek 17.3 Jednotlivé části stěny [4]
<u>Příloha č. 4:</u>	Obrázek 17.4 Svislý nízkotlaký regenerační ohřívač [20]
<u>Příloha č. 5:</u>	Obrázek 17.5 Vysokotlaký regenerační ohřívač [20]
<u>Příloha č. 5.1:</u>	Obrázek 17.9 Nízkotlaká část turbíny [20] Obrázek 17.8 Středotlaká část turbíny [20] Obrázek 17.6 600-1000MWe. Celková koncepce turbíny [22] Obrázek 17.7 Vysokotlaká část turbíny - Barelová konstrukce [20]
<u>Příloha č. 6:</u>	Navržení výměníku pro helium a vodu
<u>Příloha č. 7:</u>	Navržení výměníku pro vodu a helium